

高経年化技術評価等報告書に対する 技術審査報告書

(東京電力株式会社福島第一原子力発電所4号機)

平成20年3月17日

独立行政法人 原子力安全基盤機構

目 次

1. はじめに	1
2. 審査の経緯	1
(1)総合的な審査	1
(2)現地調査	2
(3)事業者報告書の変更	2
(4)再審査	2
3. 審査の内容	2
3. 1 高経年化技術評価等	2
(1) 評価対象機器・構造物の抽出	2
(2) 消耗品・定期取替品の抽出	3
(3) 機器・構造物の部位への分割	3
(4) 動的機器(部位)の抽出	3
(5) 使用材料及び環境の同定	4
(6) 経年劣化事象の抽出	4
3. 2 経年劣化事象ごとの技術評価	6
(1) 原子炉圧力容器の中性子照射脆化	6
(2) 低サイクル疲労	9
(3) 応力腐食割れ	11
(4) 絶縁特性低下	14
(5) 配管減肉	15
(6) コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下 (含む鉄骨構造の強度低下等)	18
(7) その他の経年劣化事象	20
3. 3 網羅性の確保について	31
(1)経年劣化事象の評価に係る網羅性の確保	31
(2)部位の評価に係る網羅性の確保	31
(3)機器・構造物の評価に係る網羅性の確保	31
3. 4 耐震安全性評価	33
4. 長期保全計画	39
5. おわりに	40

添付資料－１「機器別の着目すべき経年劣化事象の抽出まとめ」	41
まえがき	42
1. ポンプ	43
2. 熱交換器	45
3. ポンプモータ	47
4. 容器	48
5. 配管	50
6. 弁	52
7. 炉内構造物	55
8. ケーブル	58
9. タービン設備	60
10. コンクリート及び鉄骨構造物	62
11. 計測制御設備	63
12. 空調設備	65
13. 機械設備	66
14. 電源設備	71
 添付資料－２ 耐震安全性評価の概要	 73

1. はじめに

東京電力株式会社(以下、「事業者」という。)は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第35条(保安及び特定核燃料物質の保護のために講ずべき処置)第1項の規定により、実用発電用原子炉施設の設置、運転等に関する規則(以下、「規則」という。)第15条の2(原子炉施設の定期的な評価)第2項の規定に基づき、平成20年10月12日で運転開始後30年目を迎える福島第一原子力発電所4号機について高経年化技術評価等を行い、規則第24条第2項の規定に基づき、平成19年10月11日付け原管発官19第329号(平成20年3月7日付け原管発官19第578号をもって一部変更)をもって、「福島第一原子力発電所4号機高経年化技術評価等報告書」(以下「事業者報告書」という。)を経済産業大臣に提出した。

独立行政法人原子力安全基盤機構(以下、「当機構」という。)は、原子力安全・保安院(以下「保安院」という。)からの指示により、以降、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイドライン」(以下、「ガイドライン」という。)(平成17年12月26日、平成19年6月15日一部改正)、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策標準審査要領」(以下、「標準審査要領」という。)(平成19年6月15日)、及び、当機構が公表した「実用発電用原子炉施設における高経年化対策技術資料集」(各種高経年化技術評価審査マニュアル(平成17年12月26日発行、平成18年10月2日改訂1);原子炉圧力容器の中性子照射脆化、応力腐食割れ、疲労、配管減肉、電気計装設備の絶縁低下、コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下、耐震安全性評価)(以下、「審査マニュアル」という。))に基づき、事業者報告書に記載されている内容についての技術的妥当性の確認を行った。本報告書は、審査結果の概要を取り纏めたものである。

2. 審査の経緯

(1) 総合的な審査

事業者は、規則第15条の2第2項の規定に基づき、高経年化技術評価等を行うとともに、規則第24条第2項の規定に基づき、平成19年10月11日付け原管発官19第329号をもって、事業者報告書を経済産業大臣に報告した。

保安院は、当機構に対して、平成19年10月23日に「東京電力株式会社福島第一原子力発電所4号機の高経年化技術評価結果及び長期保全計画の技術的妥当性の確認について」(平成19・10・11 原院第1号;NISA-167d-07-3)を発出し、事業者における福島第一原子力発電所4号機の高経年化対策に係る評価結果

について、技術的妥当性の確認を行い、その結果を保安院へ報告するように指示した。当機構は、これを受けてガイドライン、標準審査要領に記載の“審査等の視点及び判断基準”及び審査マニュアルに則り審査を行った。

(2) 現地調査

事業者報告書に記載されている具体的な技術評価の裏付け又は根拠となるデータ、文書等を直接確認するため、当機構は、これらを主として保存・管理している当該発電所に保安院が実施した立入検査(平成 19 年 12 月 6 日～同 12 月 7 日)に技術的妥当性確認を支援する立場から同行(以下、「現地調査」という。)した。

(3) 事業者報告書の変更

審査の過程で、保安院からの指摘を受けて、事業者は事業者報告書の内容を一部変更し、平成 20 年 3 月 7 日付け原管発官 19 第 578 号をもって、事業者報告書(変更)を経済産業大臣に報告した。

(4) 再審査

保安院は、再度、当機構に対して、平成 20 年 3 月 12 日に「東京電力株式会社福島第一原子力発電所 4 号機の高経年化技術評価等報告書の変更報告書の技術的妥当性の確認について」(平成 20・03・10 原院第 8 号;NISA-167d-08-1)を発出し、事業者における福島第一原子力発電所 4 号機の高経年化対策に係る評価結果について、技術的妥当性の再確認を行い、その結果を保安院へ報告するように指示した。

当機構は、ガイドライン、標準審査要領に記載の“審査等の視点及び判断基準”及び審査マニュアルに則り再審査を実施した。なお、事業者報告書(変更)には、当機構からのこれまでのヒアリング時の指摘事項に対する修正に加え、同社が自発的に修正した内容が含まれており、当機構は、事業者報告書(変更)について技術的妥当性の再確認を行った。

3. 審査の内容

3. 1 高経年化技術評価等

(1) 評価対象機器・構造物の抽出

「重要度分類指針」¹の重要度分類クラス 1、2 及び 3 に分類される機器・構造

¹ 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)

物が漏れなく抽出されていることを審査した。

事業者は、重要度分類クラス 1、2 及び 3 に分類される機器・構造物について、福島第一原子力発電所 4 号機の配管計装線図等を用いて抽出している。

現地調査では、事業者が福島第一原子力発電所の高経年化対策評価要領等の社内文書等を用いてどのように漏れなく評価対象機器を抽出しているかを確認した。社内文書等には、上記の高経年化対策評価要領の他、配管計装線図等があり、これらに基づき事業者は、高経年化技術評価を実施するに当たり、抜け落ちがないよう対象機器の選定を行っている。

以上の結果より、事業者が実施した評価対象機器・構造物の抽出は妥当である。

(2) 消耗品・定期取替品の抽出

高経年化技術評価等の対象外とすることができる消耗品・定期取替品について、その定義を明確にして抽出していることを審査した。

事業者は、供用に伴う消耗が予め想定される部品であって設計時に取替えを前提とするもの、又は機器の分解点検等に伴い必然的に交換されるものは消耗品として評価対象から除外している。また、設計時に耐用期間(時間)内に計画的に取替えることを前提とする機器であり、交換基準が社内基準等により定められているものについても定期取替品として評価対象から除外するとしており、事業者が実施した消耗品・定期取替品の抽出は妥当である。

(3) 機器・構造物の部位への分割

原子力発電所の安全機能達成のため、機器・構造物ごとに要求される機能を明確にし、その機能の維持のために必要な部位を評価対象として抽出していることを審査した。

各機器個別の条件を踏まえ、機器に要求される機能に対してその機能維持に関連する主要な部位に展開するとしており、事業者報告書には対象機器・構造物ごとに対応する部位を事業者は記載している。

(4) 動的機器(部位)の抽出

今回、事業者は評価対象外とすることができる動的機器(部位)の抽出は行わず、動的機器(部位)を含めたすべての機器に対する技術評価を実施している。

(5) 使用材料及び環境の同定

発生しているか又は発生する可能性のある経年劣化事象の抽出に当たって、部位単位の使用材料、環境を踏まえていることを審査した。

事業者は、前記(3)で分割した部位単位で、機器設計仕様書、系統設計仕様書及び取扱説明書等を用いて使用材料及び環境(圧力、温度、構造、流体条件等)を同定しており、妥当なものと判断する。

(6) 経年劣化事象の抽出

部位の使用材料及び環境に応じ、発生しているか、又は発生が否定できない経年劣化事象がすべて抽出されていることを審査した。

事業者が経年劣化事象の抽出の方法として、以下の手順で考慮すべき経年劣化事象を抽出していることを確認した。なお、明らかに設計・施工不良に起因すると認められる事象や消耗品・定期取替品の経年劣化事象については対象外としている。

第1段階……工業用材料で想定される経年劣化事象のうち、原子炉施設が置かれている環境を考慮し、想定される経年劣化事象(疲労、中性子照射脆化、応力腐食割れ、絶縁低下等)を抽出する。

第2段階……原子力プラントで想定される経年劣化事象について、「国内外の運転経験の反映」で分析した国内外の運転実績、材料データ等を踏まえ、発生が想定されない経年劣化事象は対象外とする。

第3段階……各機器個別の条件を踏まえ、機器に要求される安全機能達成に必要な項目に関連する主要な部位に展開した上で、構造、材料、使用条件を考慮して部位ごとに想定される経年劣化事象を抽出する。

なお、標準審査要領では、本プラントのみならず、国内外の運転情報、最新の技術的知見及び試験研究成果を整備し、これらの情報から経年劣化事象を抽出しているかとの視点・着眼点があり併せて審査した。

事業者は、福島第一原子力発電所4号機の高経年化技術評価を実施するにあたり、先行評価プラントへ反映した運転経験に加え、それ以降(2007年3月～2007年8月末)の国内外の運転経験を分析し、高経年化への影響を判断して反映を実

施している。

国内外の原子力プラント運転経験に係る情報について、国内は、有限責任中間法人日本原子力技術協会の原子力施設情報公開ライブラリー(ニューシア)において公開されている事故・故障情報を対象とし、国外は、NRC(米国原子力規制委員会)のBulletin²、Generic Letter³及び Information Notice⁴の情報を対象としている。

最新の技術的知見については、国の定める技術基準、当機構の高経年化技術情報データベースの情報、(社)日本機械学会、(社)日本電気協会及び(社)日本原子力学会等の規格・基準類等を対象にしている。

また、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象(以下「着目すべき経年劣化事象」という。)の抽出に当たっては、前記の手法で抽出した考慮すべき経年劣化事象から、下記のア、イの理由で高経年化対策上有意な経年劣化でないと判断されるものを除き、高経年化対策上重要と判断される事象として抽出しており、着目すべき経年劣化事象に該当する事象と位置付けている。

ア. 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向に基づき適切な保全活動を行っているもの

イ. 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化事象の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

以上のような過程を経て、事業者は、評価対象機器・構造物の部位と高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を組み合わせたマトリクス表を作成している。

当機構は、現地調査等において、前記の各段階に具体的な経年劣化事象を当てはめて経年劣化事象の抽出を行っていることを確認した。

² 検査実施局(I&E)によって原子力産業界や公衆に対して発行される通達であり、法的効力をもつものではないが、米国原子炉規制局(NRR)、I&E 局長や NRC 委員が固有の問題や特定の問題に関し、特定の認可取得者に対して発行された命令的な通達は法的強制力を有する。

³ 米国原子炉規制局から認可取得者へ発行される書簡であり、個々の問題に対する NRC スタッフの見解や技術指導が記載される。規制局が意見や情報提供を要請している場合は、法的強制力がある。

⁴ 検査実施局(I&E)によって原子力産業界や公衆に対して発行される公報であり法的効力をもつものではないが、NRR、I&E 局長や NRC 委員が固有の問題や特定の問題に関し、特定の認可取得者に対して発行した命令的な書簡は法的強制力を有する。

このような経年劣化事象の抽出方法は、個々の経年劣化事象について、ガイドラインで定義される着目すべき経年劣化事象であるか否かを直接的に評価した方法ではないが、着目すべき経年劣化事象を保守的に抽出する観点から妥当であると判断する。

3. 2 経年劣化事象ごとの技術評価

事業者報告書で「着目すべき経年劣化事象」とされている全事象について技術的妥当性の評価を行った。即ち、標準審査要領に従い、技術的妥当性の確認を行った。

また、原子炉圧力容器の中性子照射脆化、応力腐食割れ、疲労、配管減肉、電気計装設備の絶縁低下、コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下並びに耐震安全性評価については、審査マニュアルに沿って評価を実施した。

(1) 原子炉圧力容器の中性子照射脆化(表3. 2-1参照)

原子炉圧力容器の中性子照射脆化は、炉心の核分裂により生成される中性子が長期間にわたり原子炉圧力容器に照射されることにより、その靱性が徐々に低下する(脆化)現象である。

原子炉圧力容器材料は、低温では脆く遷移温度域で破壊靱性が増加し、上部棚温度域ではほぼ一定の破壊靱性となる。照射により遷移温度は上昇し、上部棚温度域での破壊靱性は低下する。照射脆化による破壊靱性の変化は、図1に示すように、監視試験片として用いられるシャルピー衝撃試験片の試験から求められる遷移温度の上昇量と上部棚吸収エネルギー(USE)の低下を用いて評価する。

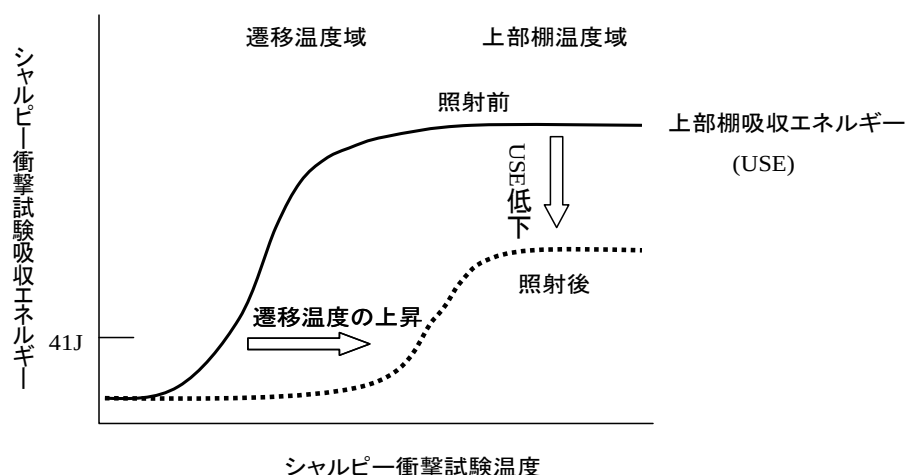


図1 中性子照射に伴う脆化

事業者は脆化傾向を定量的に把握するために試験用カプセル内に不活性ガスと一緒に内封された監視試験片を原子炉圧力容器内に装荷し、これを定期的に取り出して機械的性質の確認を行っている。これまでに事業者は4セットある監視試験片のうち3セットを取り出して試験を行っている。これによると指標となる遷移温度の上昇が、何れも国内脆化予測式の範囲にあり、特異な脆化は認められないとしているが、高経年化時の健全性を確保するためには、長期的な脆化の予測精度を向上させることが重要である。これに対し、事業者は以下の事項について評価を行い、追加保全策を策定している。

① 経年劣化事象に対する評価点の抽出

原子炉圧力容器の中性子照射脆化では、中性子照射量の最も多い原子炉圧力容器胴部(炉心領域部)を評価点として抽出している。

② 経年劣化事象の発生又は進展の評価

原子炉圧力容器の中性子照射による脆化については、実機の脆化傾向を計測する監視試験片の設置が技術基準で定められており、また脆化予測式が電気技術規程「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC 4201)に定められている。高経年化技術評価では、監視試験結果と脆化予測式により当該原子炉圧力容器の脆化傾向を評価した上で、60年の供用を仮定した健全性評価を行うことになる。遷移温度域、上部棚温度域ともにJEAC4201の国内脆化予測式に従って、60年供用時までの脆化を予測している。

③ 健全性の評価

当該原子炉圧力容器の照射脆化傾向については、4回分の試験を行えるよう炉内に設置された監視試験片の内、今までに3回の試験が実施され、原子炉圧力容器胴部材料でできた監視試験片の遷移温度域における関連温度とシャルピー上部棚温度域における吸収エネルギーが把握されている。

遷移温度域の関連温度上昇傾向については、監視試験データとJEAC4201-2004に規定されている脆化予測式が比較評価され、すべての監視試験データの関連温度の上昇量が脆化予測式の予測値以下であると報告されている。その上でこの脆化予測式に従って関連温度が上昇するとして破壊靱性を評価し、最低使用温度を求め、運転管理を行っているとしている。

当機構は、これらの評価が正しく実施されていることを確認した。

上部棚温度域の吸収エネルギーについては、JEAC4201-2004の脆化予測法に

よって 60 年供用時の上部棚吸収エネルギーを予測している。実施された 3 回の監視試験の結果は、脆化予測式から乖離して上部棚温度域の吸収エネルギーが低下する傾向は見られない。JEAC4206-2004 は上部棚吸収エネルギーがスクリーニング値 68J 以上であれば十分な破壊靱性を有して原子炉圧力容器の健全性が維持されるとしている。事業者は、60 年供用時の上部棚吸収エネルギー予測値がスクリーニング値を上回っており、健全性が確保されるとしている。

当機構は、これらの評価が正しく実施されていることを確認した

原子炉圧力容器胴部の健全性評価に関連して、事業者報告書には供用期間中検査として超音波探傷検査により、当該部に有害な欠陥のないことを確認していると記載されている。当機構は、原子炉圧力容器胴部の使用前及び供用期間中検査記録を調査し、有意な欠陥指示が認められていないことを確認した。遷移温度域での健全性を確保するために JEAC4206 に従い遷移温度の上昇を考慮して定める最低使用温度は、大きな欠陥を想定して定められるが、実機評価点の供用期間中検査では欠陥エコーは認められておらず、有意な欠陥は存在しないため、十分大きな余裕を持って健全性が確保されていると判断する。

BWR では最低使用温度を適切に管理することにより遷移温度域の健全性が確保されるため、長期的にも脆化予測評価の信頼性を維持し、かつ検査により大きな欠陥が存在しないことを確認することによって、60 年供用時の健全性は確保されている。

当機構は、事業者報告書に記載のとおり、遷移温度域、上部棚温度域ともに、評価実施時点の電気技術規程に従って 60 年供用時までの原子炉圧力容器の脆化が予測されていること、また予測結果に基づいて原子炉圧力容器の健全性を評価していること、健全性評価の一つである運転管理について現時点で十分な裕度を有していることを確認した。

④ 現状保全の評価

計画的に監視試験を実施し、JEAC4201 の国内脆化予測式に基づいて脆化を予測し、JEAC4206 に基づく温度圧力制限を設定して運転管理を実施している。また温度圧力制限の設定条件に矛盾するような大きい欠陥のないことを供用期間中検査で確認している。また、試験済みの監視試験片を再生して利用できるように、前回試験した試験片を炉内に戻して継続照射している。

当機構は、運転管理が適切に実施されていること、使用前検査及び供用期間中検査の記録により照射脆化を考慮すべき溶接線にき裂状の欠陥指示がないこと

を確認した。また、監視試験片の再生に備えていることは、脆化予測線の信頼性向上の観点から適切である。

⑤ 追加保全策の策定

関連温度の上昇について長期予測の信頼性を向上することが望まれるが、この点を考慮して脆化予測式を高度化することや、照射量の多い監視試験データを充実し予測に対する実績の裏付けを充実することが望まれる。

この点に対して事業者は、使用済み試験片の再生技術や新しい脆化予測式について、それらの開発に取り組むとともに、国や民間の技術開発動向も見極めつつ、規格基準化に積極的に参画し、実機への早期適用を検討していくこと、また、使用済み試験片の再生技術が確立された場合には、早期に再生試験片による確認を実施する等、予測式的的確な補完を検討するとしている。

以上の結果より、事業者は、原子炉圧力容器の照射脆化について、実機の脆化状況の把握と予測評価を踏まえた技術評価を行うとともに、これに基づく追加保全策を適切に策定していると判断する。

(2) 低サイクル疲労(表3. 2-2参照)

プラントの起動や停止などに伴う設備全体の大きい温度圧力の変化によって機器の構造不連続部には局所的に大きい応力振幅が生じそれが繰り返されるとき裂が発生する現象を低サイクル疲労という。

低サイクル疲労による破壊を防止するために、原子炉圧力容器等は、設計時の想定評価期間に生じる起動停止などの過渡により定められた設計応力サイクルを考慮しても、疲労き裂が生じないよう設計されている。疲労に対する高経年化技術評価は、これらの機器に対して、仮定供用期間が 60 年になった場合の応力サイクルを設定して、さらに接液環境の効果を考慮して疲労き裂の発生の有無を評価し、発生の可能性がある部位への対応を明らかにすることである。

本プラントは、事業者が評価を開始した平成 17 年度末時点(運転開始後約 27 年)では 51 回の起動、50 回の冷温停止の実績があり、事業者はその間の運転実績に基づいて、以下に示す 60 年供用時の低サイクル疲労評価を実施し、追加保全策を策定している。

① 経年劣化事象に対する評価点の抽出

選定された機器は、原子炉圧力容器、再循環ポンプ、炉心シュラウド、シュラウドサポート、配管及び弁である。

評価点は、工事計画認可時の評価で疲れ累積係数が大きかった部位を中心に15箇所が選定されている。

② 経年劣化事象の発生又は進展の評価

60年供用時の低サイクル疲労評価に用いる応力サイクルは、運転開始から高経年化技術評価を開始した時点までの実績平均発生頻度を求め、その頻度が60年供用時まで続くと想定してサイクル数を評価し、さらに運転開始前の応力サイクルも考慮して定められている。また、これらの部位の中で一次冷却材に接する部位には、「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」(2006年版(社)日本機械学会)に従って、環境中の疲れ累積係数を評価している。

③ 健全性の評価

事業者報告書では、60年供用時の疲れ累積係数は、すべての評価点で接液環境を考慮しても1以下となったことから、60年供用時にも低サイクル疲労き裂は発生しないと評価している。

④ 現状保全の評価

耐圧部については計画的な超音波探傷検査及び漏えい検査等を実施しており、非耐圧部についても日常の目視点検を実施しているが、低サイクル疲労き裂の発生事例はないと報告している。

⑤ 追加保全策の策定

現状保全に加えて、10年を超えない期間ごと念のため実過渡回数の確認による疲労評価を行うとしている。

以上の結果、原子炉圧力容器等の疲労については、これまでの運転実績に基づいた60年供用時の低サイクル疲労評価が適切に実施されていると判断する。その結果、60年供用時にも疲労き裂が発生すると予測される評価点はなかったため、点検などの追加保全策は要しないと考えられるが、60年供用時評価の前提である実績過渡頻度は今後変動する可能性があることから、実過渡回数の確認による疲労評価を追加保全策として設定したことは適切と判断する。

(3) 応力腐食割れ

応力腐食割れ(SCC)は、原子炉圧力容器、炉内構造物、配管等において、材料-応力-環境の3要素が重畳する、主として溶接金属及び溶接熱影響部に発生する。

その応力腐食割れの発生時期については、平成17年8月31日に保安院が公表した「実用炉発電用原子炉施設における高経年化対策の充実について」の別冊資料「応力腐食割れに係る高経年化対策の在り方」に記載されている。

本書によれば、照射誘起型応力腐食割れ(IASCC)は、しきい照射量を超えると感受性が発現するため、ひび割れ発生の可能性が増大すると考えられる。一方、低炭素ステンレス鋼の粒界型応力腐食割れ(IGSCC)は、運転開始20年以上のデータは乏しいものの、IGSCCの発生は経年化とともに増加する傾向は認められず、寧ろ運転開始から数年以内に発生する場合があります、必ずしも運転年数との明確な依存性はない。また、600系ニッケル基合金の応力腐食割れ(NiSCC)は、母材よりも溶接金属の方が発生の可能性は高いと考えられている。

したがって、応力腐食割れに関する高経年化対策としては、審査マニュアルに記載のとおり、国内外の損傷事例の分析、試験研究等の最新技術知見、運転経験等を用いた発生傾向の分析と点検及びその頻度を含む現状保全の妥当性評価が必要である。

これまで、BWRでは、SUS304ステンレス鋼製の再循環系配管等にSCCの発生が認められ、その対策として、溶接時の入熱による鋭敏化が起きないようにSUS316系低炭素ステンレス鋼製のものに交換されてきている。しかしながら、最新の知見では、SUS316系低炭素ステンレス鋼のものについても溶接熱影響部の硬化部等においてSCCによるひび割れが発生している。

本プラントの原子炉冷却材再循環系配管については、耐応力腐食割れ性に優れた材料(SUS316(LC)鋼;炭素量を抑える等の成分調整を行い、耐応力腐食割れ性に優れた材料)への取替えが行われている。また、当該溶接部には高周波誘導加熱応力改善法(以下、「IHSI」という。)又は水冷溶接法による配管溶接部の残留応力の改善(引張応力を圧縮応力に改善)が適用されている。さらには、原子炉内への水素注入による腐食環境の改善(腐食を促進する溶存酸素の低減化)並びにSCC発生に伴う点検の強化等の様々なSCCに対する予防保全対策

が講じられている。

このような対策により、SCCの発生は経年化に伴い大きく増加する傾向は認められていない。

表3. 2－3に、応力腐食割れの代表例として、ステンレス鋼の IGSCC、ニッケル基合金の応力腐食割れ(NiSCC)及びステンレス鋼の IASCC について、原子炉圧力容器、配管及び炉内構造物の技術的妥当性確認の結果概要を示す。

① 経年劣化事象に対する評価点の抽出

オーステナイト系ステンレス鋼及びニッケル基合金の使用部位としてのノズル、ノズルセーフエンド、中性子束計測ハウジング等に対して、特に溶接部を評価点として抽出しており妥当である。また、炉内構造物については、炉心領域に近く照射量の高い上部格子板、炉心シュラウド、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管を評価点として抽出しており妥当である。

② 経年劣化事象の発生又は進展の評価

ニッケル基合金及び低炭素系ステンレス鋼を使用している溶接部の粒界型応力腐食割れについては、発生時期を予測できる予測式、データが少ないため、国内外の運転情報、最新の技術的知見及び試験研究成果から評価を行っている。

炉心シュラウド等の材料であるオーステナイト系ステンレス鋼は、中性子照射を受けると材料自身の応力腐食割れ(IASCC)の感受性が高まるとともに、水の放射線分解により、材料周辺の腐食環境が変化するため、同様に最新の運転情報等から評価を行っている。

③ 健全性の評価

事業者報告書では、ニッケル基合金及びオーステナイト系ステンレス鋼使用部位はIGSCCの可能性を否定できないとしている。最新知見として、例えばニッケル基合金使用部位であるスタブチューブの炉底部溶接部、中性子束計測ハウジング取付溶接部において IGSCC 発生の事例があることから、水素注入による炉水の溶存酸素低減化を図っており、また、これら溶接部を超音波探傷検査、浸透探傷検査、目視検査及び漏えい検査で健全性を確認している。

600 系ニッケル基合金及びこの母材の溶接に使用される 182 系溶接材料、SU S316L溶接部等の応力腐食割れ感受性が比較的高い部位に対しては、IHSI、水素注入による炉水の溶存酸素低減化、取替等の予防保全対策が講じられている。

炉内構造物の IASCC について事業者報告書では、上部格子板、炉心シュラウド、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管については、運転の長期化に

伴い照射量が増加するため、IASCC の感受性が増加するとし、平成 8 年度から水素注入を行い、応力腐食割れに対する環境面からの改善を図っている。

④ 現状保全の評価

原子炉容器及び再循環系配管の溶接部に対しては、維持規格に基づく超音波探傷試験及び原子炉圧力容器の漏えい検査等を行っている。

炉内構造物である炉心シュラウド及びその溶接部、シュラウドサポート及びその溶接部、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管、炉心スプレイ配管・スパージャ、差圧検出・ほう酸水注入系配管、ジェットポンプ、中性子束計測案内管に対しては計画的に目視点検を実施している。

なお、炉心シュラウドでは、第 19 回定期検査(平成 14 年)において溶接線近傍に応力腐食割れによるひび割れが確認されており、当該ひび割れを研削除去するとともにウォータージェットピーニングによる残留応力緩和対策を行っている。

⑤ 追加保全策の策定

平成 18 年 3 月 23 日に発出された保安院の指示文書「原子力発電設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」(平成 18・03・20 原院第 2 号(NISA-322c-06-1, NISA-163c-06-2))及び発電用原子力設備規格維持規格(日本機械学会)等に基づく計画的な点検を実施するとともに、これらの点検結果及び国によるプロジェクト等での新しい知見等が得られた場合は追加点検や点検周期の見直し等を実施するとしている。

炉内構造物については、「発電用原子力設備規格維持規格」(日本機械学会)、「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン」(火力原子力発電技術協会)等に基づく計画的な目視点検を実施するとともに、国によるプロジェクト等での新しい知見等が得られた場合は追加点検や点検周期の見直し等を実施するとしている。

現地調査において、応力腐食割れに対する点検実績や点検計画、溶接部に対するピーニングや IHSI の施工記録等の予防保全策実施実績を確認した。

以上の結果より、事業者が行った原子炉圧力容器、炉内構造物等の溶接部の SCC に係るこれまでの発生状況、対策の実施状況等を踏まえた技術評価及びこれに基づく追加保全策は妥当であると判断する。

(4) 絶縁特性低下

電気計装品の経年劣化事象の主たるものは、電気計装品に使用されている絶縁物の絶縁特性低下であり、絶縁特性低下の技術評価例としてケーブルの審査結果を以下に示す。なお、ケーブルは、高圧ケーブル、低圧ケーブル及び同軸ケーブルに大別され、かつそれぞれ種々なケーブルが使用されているため、個々のケーブルの健全性評価、現状保全及び追加保全策に対する審査結果概要は表3.2-4に示す。

① 経年劣化事象に対する評価点の抽出

ケーブルは通電部位である導体と大地、あるいは導体と他の導体との電氣的独立性(絶縁性)を確保するために、電気抵抗の大きい絶縁体を介在させているが、この絶縁体が環境的(熱・放射線等)、電氣的及び機械的な要因で劣化し、電気抵抗が低下することで電氣的独立性(絶縁性)を確保できなくなる事象がケーブルの絶縁特性低下であり、この事象は時間の経過とともに進展する事象である。これを踏まえ、個々のケーブルごとに最も環境(温度、線量率)が厳しい使用条件を特定し、その箇所のケーブルの絶縁体の絶縁特性低下を経年劣化事象に対する評価点として抽出しており妥当である。

② 経年劣化事象の発生又は進展の評価

事業者は、点検時に絶縁抵抗測定等を実施するとともに、点検時に実施する系統機器の動作試験においてもケーブルの絶縁機能の健全性を確認しており、これまで有意な絶縁特性低下は生じていない状況にある。

しかしながら、ケーブルの絶縁体は、有機物の架橋ポリエチレン等であり、通常運転中は常に熱や放射線に曝されているため、60年の供用を仮定すると、熱的、電氣的、環境的要因で経年的に劣化が進行して絶縁特性低下を起こす可能性があることから、ケーブルの絶縁特性低下を長期健全性試験により評価しており、経年劣化事象の発生及び進展の評価は妥当である。

③ 健全性の評価

高圧ケーブル等安全系ケーブルは、供用期間中に受ける熱・放射線の影響を考慮しても通電機能等が維持されている必要があるとともに、これらのケーブルの中には通常運転時の末期において事故時雰囲気環境に曝されても通電機能等が維持されている必要があるものがある。

このため事業者は、通常運転中に受ける熱・放射線を加速付与するとともに

必要に応じて事故時雰囲気模擬した環境にケーブルを曝す、(社)電気学会技術報告Ⅱ部第139号「原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼試験方法に関する推奨案」(以下「電気学会推奨案」という)と同じ手法でケーブルの長期健全性試験を実施し、この結果に基づき、例えば難燃PNケーブルは60年間の通常運転及び事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価している。ただし、高圧QVケーブル、EVケーブル、QVケーブル(低圧ケーブル)、一重同軸ケーブルについては、絶縁体が同一又は類似のケーブルの長期健全性試験結果によって評価を実施している。

当機構は上記の健全性評価について、事業者が実施した長期健全性試験の試験条件が想定した使用条件等と合致又は包絡していることを確認した。

④ 現状保全の評価

ケーブルの絶縁特性低下に対する現状保全としては、絶縁抵抗測定等が実施されており、例えば高圧ケーブルでは、点検時に絶縁抵抗測定や電位減衰法による絶縁診断試験を実施するとともに、点検時に実施する系統機器の動作試験においてもケーブルの絶縁機能の健全性を確認している。

また、点検で有意な絶縁特性低下が認められた場合には、ケーブルの取替を行うこととしていることから、現状保全は妥当である。

⑤ 追加保全策の策定

絶縁体が同一又は類似のケーブルの長期健全性試験結果によって健全性が評価されている高圧QVケーブル、EVケーブル、QVケーブル(低圧ケーブル)、一重同軸ケーブルについては、電気学会推奨案と同じ手順による60年間の運転期間における熱・放射線及び事故時の雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を行うとともに、必要に応じて適切な対応をとっている。

また、現在、国のプロジェクト「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で、より実機環境を模擬したケーブルの経年変化評価手法に関する検討が実施されており、今後その成果の反映を検討していくとしていることから、追加保全策の策定は妥当である。

(5) 配管減肉

軽水炉における流体流れによる配管減肉事象は、流れ加速型腐食(FAC : Flow Accelerated Corrosion)及び液滴衝撃エロージョンにより引き起こされる(以

下、液滴衝撃エロージョンを「エロージョン」と称する。)。FAC、エロージョンはいずれも、配管のエルボ、オリフィス下流部等の内部流体の流れの乱れが生ずる範囲で発生・進展するが、流体条件、配管形状等、多くの要因が影響する事象である。

事業者は、1980 年頃より電力自主検査として配管減肉管理を実施してきているが、関西電力(株)美浜 3 号機の配管破損事故を受け、2004 年 11 月に事業者が当時実施していた配管減肉管理を整理し、社内指針として「配管減肉管理指針」を制定した。以後は本指針に基づいて管理を実施している。本指針は、その後さらに、保安院の指示文書「原子力発電所の配管肉厚管理に対する要求事項について」(NISA-163a-05-1、2005 年 2 月 18 日)等を反映して、改訂が重ねられている。

以下に、事業者の配管減肉についての高経年化技術評価に対する審査結果を述べる。また、その概要を表3. 2-5に示す。

① 経年劣化事象に対する評価点の抽出

事業者は、内部流体が水あるいは蒸気系統の配管のオリフィス下流部、絞り弁下流部、エルボ、ティーズ等偏流の影響を受ける箇所・部位を抽出し、抽出箇所ごとに内部流体の水質条件、蒸気条件、配管材質等から減肉の発生のし易さ、減肉速度の大小と対応づけた減肉管理の重点度のランク付けを行っている。なお、このランクが低く評価される場合でも、過去の故障、トラブル等における減肉実績等があれば上位ランクに位置付けて管理強化を図っている。例えば、復水器に繋がる二相流配管のオリフィス又は水位調整弁の下流部については配管の材質に拘わらずランクを上げ、偏流発生部位全数の点検を行うとしている。

本プラントではその例として、気体廃棄物処理系において復水器に入る直前の配管部位に使用されているステンレス鋼管が減肉管理の対象とされている。

② 経年劣化事象の発生又は進展の評価

前項のように、内部流体条件や、当該部の配管形状等の使用条件から減肉の発生する可能性の大小に応じて管理ランク付けが行われている。

減肉の進展については、事業者は減肉の可能性のある箇所について肉厚計測を行い、減肉の状況を把握するとともに、減肉率を算定して減肉の進展評価を行っている。「配管減肉管理指針」で規定された減肉進展評価要領によれば、2 回分の測定値がある場合は前回測定値からの進展量に基づき、3 回分の測定値がある場合は 3 点から最小自乗法により減肉率を算出し、減肉の進展評価が行わ

れる。

なお、本プラントでは、水系あるいは蒸気系に用いられている炭素鋼配管及び低合金鋼配管においては、FAC 及びエロージョンを高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として評価しており、一方、ステンレス鋼配管については炭素鋼や低合金鋼に比較して耐食性が優れていること、日本機械学会の「配管減肉管理に関する技術規格」(JSME S NH1-2006)を勘案して、FAC 及びエロージョンを高経年化対策上着目すべき経年劣化事象でない事象として評価しているが、復水器に繋がる二相流範囲の配管においては、前項に述べたようにステンレス鋼配管でもエロージョンによる減肉管理の対象としている。

③ 健全性の評価

配管減肉に対する健全性は、減肉後の配管厚さが技術基準で規定される「必要最小厚さ」を満足することで維持されるとしており、当該評価対象箇所における最小肉厚測定値及び最大減肉率の組合せで、当該配管の「必要最小厚さ」に到達するまでの期間を算定してこれを余寿命とし、プラント運転中に余寿命を割り込むことがないように管理するとしている。

本プラントでは運転初期から配管肉厚測定が実施され、現在までに炭素鋼配管及び低合金鋼配管で確認された減肉部位に対しては減肉傾向が監視されている。給水系炭素鋼配管で一部比較的大きな減肉率を示す箇所も見られるが、それに対応した次回点検時期が策定されている。

④ 現状保全の評価

事業者の減肉管理の考え方は、「配管減肉管理指針」に基づいて、配管減肉の可能性のある環境下であり、材料による減肉対策が講じられていない範囲に実施する「減肉監視点検」と、環境条件等が減肉監視点検箇所よりも緩やかであり、又は、減肉対策材に取り替えられているために、減肉の発生する可能性が低い箇所、減肉速度が遅い部位に実施する「健全性確認点検」(サンプリング点検)に分けて肉厚測定を行い、減肉傾向の把握、余寿命評価等を行うとするものである。

肉厚測定には超音波法(UT)が用いられている。小口径配管ソケット継手部等、UT が困難な場合は放射線による肉厚測定が行われる。

なお、これら一連の操作における肉厚測定データのデータベース化や減肉率、余寿命の算出には、「配管減肉管理システム」が用いられている。

本プラントでは、炭素鋼配管、低合金鋼配管いずれにも何らかの減肉が認められ、それぞれ傾向監視が継続されているが、部位ごとに余寿命評価が行われており、余寿命が5年となる時期、又は余寿命の1/2が経過する時期のいずれか早い時期が次回測定時期として設定され、部位ごとの管理が行われている。

⑤ 追加保全策の策定

事業者は、上記の現状保全にて適切に管理できるとしているが、さらに、「現在も実施している減肉が発生する可能性が低いと考えられる範囲の肉厚測定に加えて、対策材に取り替えられた配管に対しても肉厚測定データ及び知見を蓄積し、配管減肉管理指針への適切な反映を図るとともに、日本機械学会の「配管減肉管理に関する技術規格」(JSME S NH1-2006)を踏まえ、必要に応じて減肉管理指針の見直しを実施していく他、平成 18 年度から実施中の国の高経年化対策強化基盤整備事業の成果の反映を検討する。」とし、短期で実施する長期保全計画として掲げている。

以上の、事業者による配管減肉に対する管理の考え方及び実績については、事業者の「配管減肉管理指針」の内容を詳細確認するとともに、給水系配管、抽気系配管、気体廃棄物処理系配管等の肉厚測定結果、減肉進展評価、余寿命算定実績、さらに今後の長期点検計画等を現地調査時等に調査・確認し、これらが「配管減肉管理指針」に基づいて実施されていることを確認した。

事業者の行った配管減肉に係る技術評価及びこれに基づく追加保全策が、高経年化プラントの配管減肉事象に対する対応として妥当であると判断する。

(6) コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下(表3. 2-6参照) (含む鉄骨構造の強度低下等)

高経年化技術評価で対象とする構造物は、重要度分類でのクラス 1、2 に該当する構造物と、クラス 1、2 の機器・配管及びクラス 3 の高温、高圧の環境下にある機器を支持するコンクリート構造物及び鉄骨構造物を審査対象とする。

① 経年劣化事象に対する評価点の抽出

経年劣化事象は、一般建築物及び土木構造物に発生している経年劣化事象と劣化要因を網羅的に調査し、これまでの原子力発電所で発生したか、又は発生の可能性のある経年劣化事象及び劣化要因を選定する。

原子力発電所のコンクリート構造物に求められる主な要求機能は、支持機能と遮へい機能である。鉄骨構造物では支持機能が求められる。それぞれの構造物について高経年化対策実施ガイドラインに記載された以下の劣化要因を選定し、評価している。劣化要因のうち、アルカリ骨材反応については運転開始後 29 年までのコンクリート表面状況と、昭和 61 年、平成 8 年に実施したモルタルバー法及び平成 15 年に実施した化学法の試験結果をもとに問題がないことを確認している。

コンクリート構造物

- ・ 熱
- ・ 放射線放射
- ・ 中性化
- ・ 塩分浸透
- ・ 機械振動

鉄骨構造物

- ・ 腐食

② 経年劣化事象の発生又は進展の評価

コンクリート構造物は、地震等の大きな外力を受けたとき以外の通常の使用環境では急激に劣化が進展する可能性はない。事業者は、定期的な目視点検及び強度測定を実施し、健全性を確認するとしている。

目視点検の記録とコア抜き試験による各種の測定記録を確認し、通常の点検が実施されていることを確認した。また、コア採取部位が広範囲な部位での環境測定値を基に選定されていることを確認した。

経年劣化事象の発生及び進展の評価は妥当である。

③ 健全性の評価

コンクリート構造物のコア抜き試験体は一箇所から 3 体を採取し圧縮強度試験を実施し、その平均値で設計基準強度を上回ることを確認している。経年劣化に関しては各種の評価式に基づき、中性化や塩分浸透に関する最新の計測結果から供用 60 年後の劣化状況を評価している。中性化については中性化が最も進んだ部位での記録をもとに、供用 60 年後の中性化深さを評価している。最新の計測記録と各種評価式に基づく健全性の評価は妥当である。

コンクリート構造物の遮へい性能については、使用環境温度が制限値以下であり、遮へい性能への影響はないと判断しており、健全性の評価は妥当である。

④ 現状保全の評価

アルカリ骨材反応の試験結果が正規の検査機関による検査結果報告書に基づいていることを確認した。提出された報告書には試験実施年しか記載されていなかったが、各試験結果の試験実施日を報告書に記載するように指示した。

土木・建築構造物の日常管理記録、補修実績記録を確認し、事業者が定めた「土木関係設備保守管理手引き」、「原子力発電所建築設備点検マニュアル」に従って日常管理が実施されていることを確認した。土木構造物である取水ダクトの補修状況を目視で確認した。

⑤ 追加保全策の策定

2007 年に実施された福島第一原子力発電所 5 号機の高経年化技術評価等報告書の審査の中で指摘された「ひび割れの補修時期の明記」が踏襲されており、土木・建築構造物ともに、今回確認した補修工事が今後も実施されれば、現状保全は妥当であると判断する。

(7) その他の経年劣化事象

事業者は、前記のうち(1)～(6)の経年劣化事象について、(1)～(6)に記述した以外の機器・構造物に対する健全性評価等を実施するとともに、下記の経年劣化事象についても関連する機器・構造物の健全性評価等を実施している。当機構はそれらを精査した結果、妥当なものであると評価する。

- ① 機械設備(ポンプ、熱交換器、容器等)を中心とした、中性子照射による靱性低下、孔食、隙間腐食、全面腐食、腐食、摩耗、疲労割れ(高サイクル疲労、熱疲労)、貫粒型応力腐食割れ、クリープ、性能低下、支持機能低下、基礎ボルト樹脂の劣化
- ② 電気・計装設備(モータ、電源設備、電気ペネトレーション、計測制御設備)を中心とした絶縁特性低下、固着、特性低下、気密性の低下
- ③ コンクリートの強度低下(放射線照射、塩分浸透)、コンクリートの遮蔽能力低下(熱)、鉄骨の強度低下(腐食)

なお、上記その他の経年劣化事象については、添付資料－1「機器別の着目すべき経年劣化事象の抽出まとめ」で評価の概要の中で記載している。

表3. 2－1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果(中性子照射脆化)

経年劣化事象	評価対象機器	健全性評価	現状保全	追加保全策
中性子照射脆化	原子炉圧力容器(RPV)	<u>遷移温度域</u> JEAC4201 の予測式による関連温度の上昇量は、3 回の監視試験による関連温度の上昇を下回らないように設定されている。この予測式に基づいて、60 年供用時までの関連温度の上昇を予測し、JEAC4206 に基づく運転管理を行い健全性を確保するとしている。運転管理のための温度圧力制限の設定には大きな欠陥を想定するが、供用期間中検査結果では有意な欠陥は見つかっていない。当機構は以上の健全性評価が最新の規格に則して、正しく実施されていることを確認した。 <u>上部棚温度域</u> 上部棚吸収エネルギーの低下をJEAC4201 に従って予測し、60 年供用時にも、JEAC4206 に定められた上部棚破壊靱性のスクリーニング値である 68J を上回るとしている。当機構は以上の健全性評価が最新の規格に則して、正しく実施されていることを確認した。	監視試験を実施していくことで、脆化傾向を把握するとともに、供用期間中検査で体積検査を実施し、有害な欠陥のないことを確認するとしている。さらに、第3回監視試験の試験片残材を再装荷し、今後の監視に備えているとしている。 見解として、3 回の監視試験の関連温度上昇データは、脆化予測式に対してばらつきが認められるので、長期的な脆化予測の精度を向上することが望まれる。	高経年化への対応として、使用済み試験片の再生技術や新しい脆化予測式についてそれらの開発に取り組むとともに国や民間の技術開発動向も見極めつつ、規格基準化に積極的に参画し、実機への早期適用を検討していくこと、また、再生試験片技術が確立された場合には、早期に再生試験片による確認を実施する等、予測式の的確な補完を検討するとしている。事業者は、原子炉圧力容器と同程度の照射速度で3 回目の監視試験を実施できるように、使用したシャルピー試験片残材を原子炉圧力容器内に再装荷して、再生試験片を用いた試験に対応できるように備えており、これらの対応は妥当である。

表3. 2-2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果(疲労)

経年劣化事象	評価対象機器		健全性評価		現状保全	追加保全策
疲労 (低サイクル疲労)	原子炉 圧力容器	主フランジ	0.016/-	事業者報告書によれば、プラントの起動・停止等の過渡実績頻度に基づいた60年供用時の応力サイクルを設定し、工事計画認可時の評価点の累積疲れ係数を算出している。また、原子炉冷却材に接液する部位については接液環境の影響について、最新の機械学会規格に従って算出している。左記は工事認可ベース／環境中の60年時点の疲れ累積係数である。すべての評価点で疲れ累積係数は1以下であり、60年供用時にも疲労き裂は発生しない。これらの評価のプロセスと結果は妥当である。	事業者報告書によれば、各機器に定めた頻度で定期的に目視点検や超音波探傷検査で有害な欠陥の無いことを確認している。 評価の結果、60年供用時の疲れ累積係数は全て1以下と評価されており、現状保全を変更する必要はないとの評価は妥当である。	事業者報告書は、高経年化対策上追加する項目はないが、念のため実過渡回数に基づいた疲労解析を今後も継続して実施するとしている。左記の結果は過渡実績に基づく予測評価であるため、今後も過渡実績をフォローし評価を継続することは妥当である。
		スタッドボルト	0.404/-			
		給水ノズル	0.068/0.555			
		下鏡	0.029/0.205			
		支持スカート	0.421/-			
	配管	再循環系配管	0.003/0.020			
		主蒸気系配管	0.045/-			
		給水系配管	0.123/0.810			
	弁	給水入口弁	0.394/0.908			
		再循環ポンプ出口弁	0.006/0.074			
		主蒸気隔離弁	0.327/-			
		原子炉給水入口逆止弁	0.293/0.941			
	炉内構造物	炉心シュラウド	0.000/0.000			
		シュラウドサポート	0.001/0.009			
	ポンプ	再循環ポンプケーシングと配管との溶接部	0.0001/0.0003			

表3. 2-3(1) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果(IGSCC、NiSCC)

経年劣化事象	評価対象機器		健全性評価	現状保全	追加保全策
粒界型応力腐食割れ (IGSCC、NiSCC)	原子炉 圧力容器	ノズル、 ノズルセーフエンド	再循環水出口ノズルセーフエンドについては、高周波誘導加熱応力改善法により溶接残留応力を圧縮側に改善しているため、SCC発生の可能性は小さいとする評価は妥当である。 再循環水入口ノズルセーフエンド、ジェットポンプ計測管貫通部シール、制御棒駆動水戻りノズルセーフエンド、差圧検出・ほう酸水注入ノズルセーフエンド、計装ノズル、及びニッケル基合金溶接金属を使用している各部溶接金属については、高温純水又は飽和蒸気環境中にあるため、SCC発生の可能性を否定できないとする評価は妥当である。	再循環水入口及び出口ノズルセーフエンド、炉心スプレインノズルセーフエンド及びジェットポンプ計測管貫通部シールは、超音波探傷検査、浸透探傷検査及び耐圧漏えい試験を、制御棒駆動水戻りノズルセーフエンド、差圧検出・ほう酸水注入ノズルセーフエンド及び計装ノズルセーフエンド(N11、N16)は、浸透探傷検査及び耐圧漏えい試験を、計装ノズル(N11、N12、N16)及び計装ノズルセーフエンド(N12)は、定期検査ごとに耐圧漏えい試験をそれぞれ実施していること、また、運転中はドライウェルサンプ流入量及びドライウェルの露点温度を確認することにより各部からの漏えいを監視しており、現状保全は妥当である。	今後も保安院の指示文書及び維持規格等に基づく計画的な点検を実施するとともに、これらの点検結果及び国のプロジェクトや電力共同研究等の研究で粒界型応力腐食割れに関する新しい知見、あるいは現在得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直しを実施するとしており、妥当である。

表3. 2-3(2) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果(IGSCC、NiSCC)

経年劣化事象	評価対象機器		健全性評価	現状保全	追加保全策
粒界型応力腐食割れ (IGSCC、NiSCC)	原子炉 圧力容器	ハウジング、スタブチューブ、ブラケット	中性子束計測ハウジング(母材)は、クラディングにより内表面に耐食性に優れたクラッド層を形成しており、SCC 発生の可能性は少ない。ステンレス鋼の制御棒駆動機構ハウジング(母材)及びブラケット並びにニッケル基合金を使用しているスタブチューブは純水又は飽和蒸気環境中にあるため、SCC 発生の可能性を否定することはできない。 スタブチューブ/制御棒駆動機構ハウジング溶接部、原子炉圧力容器/スタブチューブ溶接部及び原子炉圧力容器/中性子束計測ハウジング溶接部はニッケル基合金(182 合金相当)を使用しており、高温の純水又は飽和蒸気環境中にあるため、SCC 発生の可能性を否定することはできない。以上の評価は妥当である。 なお、応力腐食割れの発生を抑制する効果の程度については炉内の位置にもよるが、炉内に水素を注入し、水への再結合により炉水の溶存酸素低減を図って SCC 発生を抑制している。	制御棒駆動機構ハウジング、スタブチューブ、中性子束計装ハウジングは漏えい検査、ブラケットは目視点検を実施して健全性を確認しているとしており妥当である。	今後も保安院の指示文書及び維持規格等に基づく計画的な点検を実施するとともに、これらの点検結果及び国のプロジェクトや電力共同研究等の研究で粒界型応力腐食割れに関する新しい知見、あるいは現在得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直しを実施するとしており、妥当である。

表3. 2-3(3) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果(IGSCC)

経年劣化事象	評価対象機器		健全性評価	現状保全	追加保全策
粒界型応力腐食割れ (IGSCC)	配管	原子炉冷却材 再循環系	原子炉冷却材再循環系のステンレス鋼については、耐応力腐食割れに優れた低炭素の材料に取替を行っており、また、水素注入を行い溶存酸素を低減する環境改善を実施している。さらに、溶接継手部については、高周波誘導加熱処理又は水冷溶接法によるSCC に対する予防保全措置を実施するとともに超音波探傷検査にて割れ等の異常のないことを確認しているため、SCC 発生の可能性は小さいとする評価は妥当である。 なお、小口径配管については、漏えい検査により健全性の確認は可能であり、これまでに応力腐食食割れ等による異常は発見されていない。	定期的な超音波探傷検査及び漏えい検査により健全性を確認するとの現状保全は妥当である。	今後も保安院の指示文書及び維持規格等に基づく計画的な点検を実施するとともに、これらの点検結果及び国のプロジェクトや電力共同研究等の研究で粒界型応力腐食割れに関する新しい知見、あるいは現在得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直しを実施するとしており、妥当である。

表3. 2-3(4) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果(IGSCC、NiSCC)

経年劣化事象	評価対象機器		健全性評価	現状保全	追加保全策
粒界型応力腐食割れ (IGSCC、NiSCC)	炉内 構造物	炉心シュラウド、 シュラウドサポート、 上部格子板、 炉心支持板、 他	炉心シュラウド溶接部については、溶接部近傍に確認されたひび割れについて、除去するとともに残留応力緩和対策を施している。中性子束計測案内管については、43個のうち1個について耐応力腐食割れ性に優れた材料への取替を実施している。また、シュラウドサポートのマンホール蓋については海外プラントでの損傷事例を鑑みて、溶接取付構造からボルト締め構造へ変更している。また、水素注入による腐食環境改善を図っている。このように部分的に予防保全は施されているものの、炉心シュラウド、シュラウドサポート、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管、炉心スプレイ配管・スパージャ、給水スパージャ、差圧検出・ほう酸水注入系配管、ジェットポンプ及び中性子束計測案内管については、ステンレス鋼及びニッケル基合金であり高温の純水又は飽和蒸気環境中にあるため、応力腐食割れ発生の可能性を否定することはできないとする評価は妥当である。	炉心シュラウド、シュラウドサポート、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管、炉心スプレイ配管・スパージャ、給水スパージャ、差圧検出・ほう酸水注入系配管、ジェットポンプ及び中性子束計測案内管のいずれも計画的な水中テレビカメラによる目視点検を実施するとしており、妥当である。	維持規格及び BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン等に基づく計画的な目視点検を実施するとともに、国プロ研究や電力共同研究等の研究で粒界型応力腐食割れに関する新しい知見、あるいは現在得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直しを実施するとしており、妥当である。

表3. 2－3(5) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果(IASCC)

経年劣化事象	評価対象機器		健全性評価	現状保全	追加保全策
照射誘起型 応力腐食割れ (IASCC)	炉内 構造物	炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管	60年の供用による中性子照射量は $9.5 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ 程度となるため、IASCC感受性が増加する可能性があると評価しており妥当である。	炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具及び制御棒案内管については、計画的な水中テレビカメラによる目視点検を実施しており、妥当である。	維持規格及びBWR炉内構造物点検評価ガイドライン等に基づく計画的な目視点検を実施するとともに、国のプロジェクト及び電力共同研究等の研究で照射誘起型応力腐食割れに関する新しい知見、あるいは現在得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直しを実施するとしており、妥当である。

表3. 2-4 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果(絶縁低下)

経年劣化事象	評価対象機器		健全性評価	現状保全	追加保全策
絶縁特性低下	高圧ケーブル	高圧 QV ケーブル	同一製造メーカーの絶縁体種類が同様の難燃高圧CVケーブルの 60 年以上の運転と設計想定事故を想定した電気学会推奨案に基づく長期健全性試験により、当該ケーブルの 60 年間の健全性が評価されており妥当である。	定期的に絶縁診断試験等が実施されており妥当である。	当該ケーブルを用いて 60 年間の運転と設計想定事故を想定した長期健全性試験を実施し、健全性を再評価するとともに、国プロの今後の成果を検討し、必要に応じて保全への反映を検討することとしており妥当である。
	低圧ケーブル	EV ケーブル	製造メーカーが異なるものの絶縁体種類が同様であるケーブルの 60 年以上の運転と設計想定事故を想定した電気学会推奨案に基づく長期健全性試験により、当該ケーブルの 60 年間の健全性が評価されており妥当である。	定期的に絶縁抵抗測定等が実施されており妥当である。	当該ケーブルを用いて 60 年間の運転と設計想定事故を想定した長期健全性試験を実施し、健全性を再評価するとともに、国プロの今後の成果を検討し、必要に応じて保全への反映を検討することとしており妥当である。
		QV ケーブル			国プロの今後の成果を検討し、必要に応じて保全への反映を検討することとしており妥当である。
		KGB ケーブル	60 年以上の運転と設計想定事故を想定した電気学会推奨案に基づく長期健全性試験により 60 年間の健全性が評価されており妥当である。		国プロの今後の成果を検討し、必要に応じて保全への反映を検討することとしており妥当である。
		難燃 PN ケーブル			
	難燃 CV ケーブル				
	同軸ケーブル	一重同軸ケーブル	製造メーカーが異なるものの絶縁体種類が類似の難燃一重同軸ケーブルの 60 年以上の運転と設計想定事故を想定した電気学会推奨案に基づく長期健全性試験により、当該ケーブルの 60 年間の健全性が評価されており妥当である。	定期的に絶縁抵抗測定等が実施されており妥当である。	当該ケーブルを用いて 60 年間の運転と設計想定事故を想定した長期健全性試験を実施し、健全性を再評価するとしている。また、国プロの今後の成果を検討し、必要に応じて保全への反映を検討することとしており妥当である。
難燃一重同軸ケーブル		60 年以上の運転と設計想定事故を想定した電気学会推奨案に基づく長期健全性試験により 60 年間の健全性が評価されており妥当である。	国プロの今後の成果を検討し、必要に応じて保全への反映を検討することとしており妥当である。		

表3. 2-5 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果(配管減肉)

経年劣化事象	評価対象機器		健全性評価	現状保全	追加保全策
配管減肉 (FAC、エロージ ョン)	炭素鋼 配管 低合金 鋼配管	主蒸気系 給水系 原子炉再循環系 原子炉冷却材浄化系 グラント蒸気系 復水系 補助蒸気系 抽気系 給水加熱器ドレン系 給水加熱器ベント系	高温水又は蒸気を内包する炭素鋼配管、低合金鋼配管では流れの乱れが起きる箇所で、配管減肉が発生する可能性があるとし、事業者の社内管理指針、「配管減肉管理指針」(2004年11月制定)に基づいて、減肉後の肉厚が技術基準に規定される「必要最小肉厚」を満足する限り健全性が維持されるとして、減肉の進展評価を行い、必要最小肉厚に達する時期を余寿命として、プラント運転中に余寿命を割り込むことがないように管理している。 本プラントでは運転初期から、配管減肉に留意しており、主蒸気系、給水系等広範囲の炭素鋼配管、補助蒸気系等の低合金鋼配管に減肉が見られており、減肉傾向の監視が行われてきている。 配管減肉の可能性がある箇所に対して、配管肉厚測定を実施することとしており、減肉傾向の監視を行うとともに、必要に応じて配管取替による予防保全で健全性を維持しており適切である。	事業者は、配管減肉の可能性のある環境下で、材料変更による減肉対策が講じられていない範囲に実施する「減肉監視点検」と、環境条件がそれより緩やかであり、又は、減肉対策材に取替えられているため、減肉発生の可能性が低いあるいは、減肉速度が遅い箇所に実施する「サンプリング点検」に分けて肉厚測定を行い、減肉傾向の監視、余寿命評価等を合理的・効率的に実施している。 余寿命が5年となる時期、又は余寿命の1/2を経過する時期の早い方を次の検査時期として設定され、これを繰り返す。余寿命が5年を下回った場合、予防保全としての配管取替計画が策定される。 肉厚測定には超音波法が用いられるが、小口径配管のようにこれが困難な場合は、放射線による肉厚測定も実施されている。 上記の肉厚測定データは、「配管管理システム」により、減肉率、余寿命等が設定されており、今後のデータ蓄積や保全の見直しあるいは改善に対して妥当である。	「今後も継続的に肉厚測定結果等を、適切に配管減肉管理指針に反映するとともに、日本機械学会の「配管減肉管理に関する技術規格」(JSME S NH1-2006)を踏まえ、配管減肉管理指針の見直しを実施していく。」とし、短期の予定で実施する長期保全計画として掲げており妥当である。

表3. 2-6 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果(コンクリート強度低下)

経年劣化事象	評価対象機器	健全性評価	現状保全	追加保全策
コンクリートの熱による強度低下	原子炉圧力容器支持脚部と原子炉ペDESTALコンクリートの接触面	日本建築学会「原子炉建屋構造設計指針・同解説(1988)」では、局所で90℃以下、一般部では65℃以下を定めている。温度分布解析結果では、53～56℃であり、温度制限値以下であった。平成15年に計測した平均圧縮強度は29.4N/mm ² であり、設計基準強度22.1N/mm ² を上回っている。	定期的目視点検と定期的な強度試験(非破壊試験等)を実施している。管理マニュアルを定め、必要に応じひび割れ補修を実施している。	ひび割れ補修工事の実施時期を明確化した。
コンクリートの放射線照射による強度低下	原子炉圧力容器支持脚部と接している原子炉ペDESTALコンクリート上部	運転時に最も中性子照射、ガンマ線照射が多い部位を選定している。Hilsdorfの文献を基に中性子照射による強度低下は見られないとしている。		
コンクリートの中性化による強度低下	タービン建屋給水加熱室	環境要素(二酸化炭素濃度、温度、相対湿度)と塗装の有無を基に、評価部位を選定している。最大の平均中性化深さはタービン建屋給水加熱室で2.3cmであった。岸谷式、森永式、√t式で運転開始後60年時点での中性化深さを評価し、問題なしとしている。		
コンクリートの塩分浸透による強度低下	取水構造物	気中帯、干満帯、海中帯の3部位中では、気中帯での塩素イオン濃度が最も大きい。森永式で運転開始後60年時点の腐食減量を評価し、問題なしとしている。		
コンクリートのアルカリ骨材反応による強度低下	—	運転開始後29年の時点においても、アルカリ骨材反応に起因するひび割れは発生していない。昭和61年、平成8年に実施したモルタルバー法による反応性試験で無害の判定結果を得ている。		
コンクリートの機械振動による強度低下	タービン発電機架台	機器支持部(基礎ボルト周辺)を評価対象箇所に選定し、平成15年に計測した平均圧縮強度は39.9N/mm ² で設計基準強度22.1N/mm ² を上回っている。機械振動は日常的に監視しており、異常の兆候は検知可能としている。		
コンクリートの熱による遮へい能力低下	ガンマ線遮へいコンクリートの炉心領域部	「コンクリート遮へい体設計基準」では、中性子遮へいで88℃以下、ガンマ線遮へいでは177℃以下となっている。解析結果では約66℃であり、温度制限値を下回っている。	目視点検で有意な塗膜劣化が認められた場合は、補修工事を実施する。	
鉄骨の腐食による強度低下	原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋、運用補助共用設備(鉄骨部)	「建築物の耐久計画に関する考え方ー日本建築学会(1988)」では、塗膜の耐用年数と鉄骨部材が平均10%断面欠損するまでの耐用年数の累加で耐用年数を推定している。この推定法によると耐用年数は原子炉建屋、タービン建屋で42年、廃棄物処理建屋で36年、運用補助共用設備で35年と推定される。		

3. 3 網羅性の確保について

標準審査要領に示す“審査等の視点及び判断基準”のうち⑭～⑯を対象に以下のとおり審査した。

(1) 経年劣化事象の評価に係る網羅性の確保(⑭)

ポンプ、熱交換器、ポンプモータ、容器、配管、弁、炉内構造物、ケーブル、タービン設備、コンクリート、計測制御設備、空調設備、機械設備、電源設備ごとに機器・構造物を構成する部位に発生する可能性がある経年劣化事象について、事業者報告書中において機器・構造物に想定される経年劣化事象と評価対象部位を組み合わせた一覧表に示された着目すべき経年劣化事象とされているすべての経年劣化事象が漏れなく評価されていることを標準審査要領に基づいて確認した。

即ち、事業者報告書を精査し、事業者報告書中のリスト(第3段階で抽出されたリストに相当)で着目すべき経年劣化事象(○印)とされているすべての経年劣化事象が漏れなく評価されていることを確認した。

(2) 部位の評価に係る網羅性の確保(⑮)

機器・構造物を構成する部位について、漏れなく評価を行っていることを審査した。

事業者報告書を精査し、評価対象部位として抽出された部位が漏れなく評価されているか標準審査要領に基づき審査した。

(3) 機器・構造物の評価に係る網羅性の確保(⑯)

事業者は、選定された評価対象機器は数千機器にも及ぶことから、合理的に評価するため、構造(型式等)、使用環境(内部流体等)、材料等によりグループ化し、グループごとに重要度、使用条件、運転状態等を考慮して評価モデルとしての代表機器を選定し、代表機器で評価した結果をグループ内の全機器に水平展開するという手法ですべての機器について評価しており、重要度指針のクラス 1、2 機器・構造物及びクラス 3 の高温、高圧の環境下にある機器・構造物のすべてについて評価が行われていることを確認した。

事業者は、評価対象となる重要度分類クラス 1、2 及び 3 に該当する機器・構造物について、4 号機配管計装線図、工事計画認可申請書、展開接続図等の社内文書等を用いて漏れなく評価対象機器を抽出している。

当機構は現地調査において、事業者が社内文書等を用いてどのように漏れなく抽出しているかを確認した。

また、代表機器の評価結果をそのまま水平展開できない経年劣化事象については、別途評価を実施していることから、その観点で精査した結果、網羅性が確保されていると判断した。

以上のヒアリング、現地調査を含めた審査の結果より、機器、経年劣化事象の抽出等の網羅性を確認した。

3. 4 耐震安全性評価

事業者による耐震安全性評価の報告書について、標準審査要領に従い、

- 1) 評価対象機器ごとの安全重要度、耐震クラス等の整理
 - 2) 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出
 - 3) 供用 60 年までの経年劣化に対する耐震安全性評価
 - 4) 地震時動的機能維持の評価(該当機器の場合)
 - 5) 評価対象機器全体への展開
(上記 1)項において、代表機器が選定された場合)
 - 6) 保全策に追加すべき項目の抽出
- の観点から妥当性の審査を行った。

特に、上記 3)項においては

- ① 対象とする機器の耐震クラス
 - ② 機器に作用する地震力の算定
基準地震動 S1:180Gal
基準地震動 S2:270Gal(直下地震以外)、370Gal(直下地震)
 - ③ 60 年の供用を仮定した経年劣化事象のモデル化
 - ④ 振動特性解析(地震応答解析)
 - ⑤ 地震荷重と内圧等他の荷重との組合せ
 - ⑥ 許容限界との比較
- に着目した。

耐震安全性評価の概要を添付資料－2に示す。

① 耐震安全性評価

2)項の耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出では、15 種類に分類された評価対象機器の種別(ポンプ、熱交換器、ポンプモータ、容器、配管、弁、炉内構造物、ケーブル、タービン設備、コンクリート及び鉄骨構造物、計測制御設備、空調設備、機械設備、電源設備、基礎ボルト)ごとに、技術評価での検討結果を考慮して、発生しているか発生が否定できない経年劣化事象が抽出・整理され、次に、顕在化すると機器の振動応答特性又は構造・強度への影響が有意な経年劣化事象が耐震安全上着目すべき経年劣化事象として抽出・整理されている。

なお、技術評価では、発生が否定できない経年劣化事象であっても、「現実の劣化傾向が、あらかじめ想定された劣化モードから乖離することが考えがたい経年劣化事象」を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象から除外しているが、耐

震安全性評価では評価対象として除外せず、その中から顕在化すると機器の振動応答特性又は構造・強度への影響が有意な経年劣化事象が耐震安全上着目すべき事象として抽出・整理されている。

影響が軽微若しくは無視できるとして抽出されなかった経年劣化事象についてはその理由が示されており、抽出結果は妥当と判断する。

抽出された経年劣化事象ごとの 3)⑥許容限界との比較のまとめを表3. 4-1に示す。関連規格として、「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601-1987)等が用いられている。表3. 4-1の評価対象機器欄には、グループごとの代表機器の評価結果を評価対象機器全体へ展開して抽出された機器も()で示している。許容限界との比較は、抽出された耐震安全上着目すべき経年劣化事象ごとに上記 3)①～⑤の着目点に対応して定量的に評価されており、いずれも発生応力等が許容限界以下となるとの評価結果は妥当と判断する。

続いて経年劣化事象ごとに上記 1)～5)項に対応して整理、評価されており、耐震安全性が確保されとの評価結果は妥当である。6)項の審査結果については、耐震に係わる追加保全策の策定の項で述べる。

② 耐震安全上の追加保全策の策定

事業者の報告書では、技術評価で実施した経年劣化事象に対する健全性評価結果に基づいて現状保全の評価を行い、その評価結果を前提条件として上記①の耐震安全性の評価を行った結果、前項の 6)保全策に追加すべき項目の抽出において、配管を除く機器については耐震安全上の観点から保全策に追加すべき項目は抽出されなかったとしている。

他方、配管の減肉については「肉厚測定による実機測定データに基づき耐震安全性評価を実施した給水系については、減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続し、今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を行う必要がある。また、5号機のデータを用いて評価したタービンランド蒸気系については、自プラントの減肉データを採取するとともに、それを初期板厚として設定し、今後の減肉進展の実測データを反映した5号機の減肉率を用いた耐震安全性評価を行い、さらに、評価できる相当数の自プラントのデータ採取を行い、減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続し耐震安全性の再評価を行う必要がある。合わせて、さらなる耐震安全性評価の信頼性向上を見据え、現在行われている配管の減肉を想定

した耐震安全性評価手法に関する国の高経年化対策強化基盤整備事業の成果を必要に応じ反映する。」としている。

このように、耐震性の観点から、配管減肉管理を長期保全計画に反映することは妥当と判断する。

表3. 4-1 (1) 耐震安全性評価の審査結果のまとめ

機器種別	評価モデル機器 () は水平展開で抽出の機器	評価部位	抽出された経年劣化事象	耐震安全性評価	
				4) ⑥許容限界との比較評価	1) ～6) の評価
ポンプ	原子炉再循環系ポンプ	ポンプケーシングと配管の溶接部	疲労割れ	疲れ累積係数が許容限界1 以下との評価結果は妥当。	耐震安全性が確保されとの評価は妥当。
熱交換器	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	胴	全面腐食	発生応力が許容応力以下との評価結果は妥当。	
	グラント蒸気蒸化器	胴	全面腐食		
	給水加熱器	伝熱管	全面腐食、摩耗		
		管支持板、ｽﾏｰ	全面腐食		
		胴	減肉		
	残留熱除去系熱交換器	伝熱管	全面腐食、摩耗		
		胴	全面腐食		
(グラント蒸気復水器)	管支持板、ｽﾏｰ、胴	全面腐食			
気体廃棄物処理系排ガス予熱器、同排ガス復水器	水室、胴	応力腐食割れ			
容器	原子炉圧力容器	上鏡、ノズル	全面腐食	腐食量があらかじめ設計・製造段階で考慮している腐食量以下との評価は妥当。	
		主フランジ、スタッドボルト、給水ノズル、下鏡、支持スカート	疲労割れ	疲れ累積係数が許容限界1 以下との評価結果は妥当。	
		再循環水入口ノズルセーフエンド	応力腐食割れ	発生応力が許容応力以下との評価結果は妥当。	
		胴板	中性子照射脆化	圧力－温度制限図上で地震荷重の影響が無視できるとの評価は妥当。	
	原子炉格納容器	主蒸気系配管貫通部	疲労割れ	疲れ累積係数が許容限界1 以下との評価結果は妥当。	
		(給水系配管貫通部)	疲労割れ		
	気体廃棄物処理系排ガス再結合器	鏡板、胴等、蓋	応力腐食割れ	発生応力が許容応力以下との評価結果は妥当。	

表 3. 4-1 (2) 耐震安全性評価の審査結果

機器種別	評価モデル機器 () は水平展開で抽出の機器	評価部位	抽出定された経 年劣化事象	耐震安全性評価	
				4) ⑥許容限界との比較評価	1) ～6) の評価
配管	原子炉再循環系配管	配管（ステンレス鋼）	疲労割れ	疲れ累積係数が許容限界 1 以下との評価結果は妥当。	耐震安全性が確保 されとの評価は 妥当。
	主蒸気系配管	配管（炭素鋼）	疲労割れ		
	給水系配管	配管（炭素鋼）	疲労割れ	発生応力が許容応力以下 との評価結果は妥当。	
			減肉		
	（原子炉冷却材浄化系、原子炉 再循環系、復水系、給水加熱器 ドレン系、タービンランド蒸 気系）	配管（炭素鋼）	減肉	発生応力が許容応力以下 との評価結果は妥当。	
（ほう酸水注入系、気体廃棄物 処理系）	配管（ステンレス鋼）	応力腐食割れ	発生応力が許容応力以下 との評価結果は妥当。		
弁	原子炉再循環系再循環ポンプ 出口弁	弁箱	疲労割れ	疲れ累積係数が許容限界 1 以下との評価結果は妥当。	
	給水・復水系原子炉給水入口弁	弁箱	疲労割れ		
	給水・復水系原子炉給水ライン 逆止弁	弁箱	疲労割れ		
	主蒸気隔離弁	弁箱	疲労割れ		
炉内構造 物	炉心シュラウド	炉心シュラウド	疲労割れ	疲れ累積係数が許容限界 1 以下との評価結果は妥当。	
		中間胴	中性子照射脆化、 照射誘起型応力 腐食割れ	想定欠陥の応力拡大係数が 破壊靱性値を下回るとの評 価結果は妥当。	
	シュラウドサポート	シュラウドサポート	疲労割れ	疲れ累積係数が許容限界 1 以下との評価結果は妥当。	
	上部格子板	グリッドプレート	中性子照射脆化、 照射誘起型応力 腐食割れ	想定欠陥の応力拡大係数が 破壊靱性値を下回るとの評 価結果は妥当。	

表 3. 4 - 1 (3) 耐震安全性評価の審査結果のまとめ

機器種別	評価モデル機器 （ ）は水平展開で抽出の機器	評価部位	抽出された経年 劣化事象	耐震安全性評価	
				4) ⑥許容限界との比較評価	1) ～6) の評価
空調設備	残留熱除去系ポンプ室空調機	冷却コイル	減肉	発生応力が許容応力以下 との評価結果は妥当。	耐震安全性が確保 されとの評価は 妥当。
	コントロール建屋地階電気室 空調機	冷却コイル			
	パワーセンター室空調機	冷却コイル			
	非常用ディーゼル発電機制御 室空調機	冷却コイル			
	スイッチギア室空調機	冷却コイル			
	(炉心スプレイポンプ室空調 機)	冷却コイル			
機械設備	排ガス系付属設備	蒸気式空気抽出器の 管支持板、胴	全面腐食	発生応力が許容応力以下 との評価結果は妥当。	
基 礎 ボ ル ト	機器付基礎ボルト	コンクリート直上部	全面腐食	発生応力が許容応力以下 との評価結果は妥当。	
	後打ちメカニカルアンカ	コンクリート直上部	全面腐食		
	後打ちケミカルアンカ	コンクリート直上部	全面腐食		

4. 長期保全計画

(1) 今回策定された長期保全計画

事業者は、「⑬追加保全策の策定」において現状保全に追加すべき保全策とされたものについて、対象機器、経年劣化事象、健全性評価結果、現状保全の評価結果、追加保全項目とその内容及び実施時期を取り纏めた長期保全計画を策定しており、妥当である。

ただし、策定された長期保全計画の記述が抽象的な範囲にとどまっているものがあり、より具体化することを保安院は補正要求を行った結果、事業者は適切に補正を行っており、補正された長期保全計画は妥当である。

(2) 長期保全計画の見直し

10 年を超えない期間ごとに実施する経年劣化に関する技術的な評価に基づき長期保全計画の見直しを実施するとともに、最新技術知見や運転経験を反映しつつ適時に見直すとしており、妥当である。

5. おわりに

東京電力株式会社福島第一原子力発電所 4 号機の「高経年化技術評価等報告書」の記載内容について、保安院が策定したガイドライン及び標準審査要領並びに当機構が策定した審査マニュアルなどに基づき、その技術的妥当性確認について審査を行った。

事業者が実施した高経年化技術評価は、最新の技術知見等を踏まえ、関連するデータ、知見、安全研究等を組み合わせて関連する経年劣化事象を適切かつ総合的に評価するとともに、監視の強化等、現状の保守管理活動に追加すべき新たな保全策を長期保全計画として策定しており妥当なものと評価される。

なお、保安院は、長期間供用しているプラントの今後の増加を考慮すると、万全の高経年化対策を講じる必要があり、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策の充実について」(平成 17 年 8 月 31 日、原子力安全・保安院)において、高経年化対策の充実に向けた新たな施策として、

- ① 透明性・実効性の確保を目的とした、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイドライン」、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策標準審査要領」等を発出した。
- ② 技術情報基盤の整備による産学官情報ネットワークの構築に向けた当機構における技術情報調整委員会の設置
- ③ 企業文化・組織風土の経年劣化防止等のための定期安全レビューの活用
- ④ 高経年化対策に関する説明責任の着実な実施

が必要であると発しており、産学官が、それぞれの役割に応じて、これらの施策を着実に実施していくことが求められている。

事業者においても、電気事業者の役割に応じた具体的な計画や施策を策定し実施することが望まれる。

当機構は、先行機の審査同様に、今回の高経年化技術評価等報告書の審査においても産学官において連絡・連携を密にした技術情報等の迅速な共有化が必要であると認識している。また、当機構は平成 19 年 7 月、高経年化対応技術戦略マップ 2007 を策定したところであるが、当機構内に設置した総合調整機能を有する技術情報調整委員会を通じて技術情報基盤の整備、安全基盤研究の推進、規格基準類の整備及び保全高度化の推進について更に積極的に展開していく予定である。

以上

機器別の着目すべき経年劣化事象の抽出まとめ

まえがき

事業者は、評価対象となる重要度分類クラス 1、2 及び 3 に該当する機器・構造物に関する技術評価を実施している。

これに対して、当機構は、本文で主要な経年劣化事象である中性子照射脆化、低サイクル疲労、応力腐食割れ、絶縁低下、減肉、コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下(含む鉄骨構造の強度低下等)について取り纏めて記載している。

本書は、14 種類の機器を標準審査要領に基づき、高経年化技術評価の流れ①～②①について技術的妥当性確認を実施し、俯瞰的に機器別に「⑩高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出」を行ったものである。

1. ポンプ

(1) 着目すべき経年劣化事象

ポンプについて、標準審査要領の標準的な流れに従い、着目すべき経年劣化事象として抽出されたものは、次の事象が挙げられている。これらは現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

添付表1 ポンプの着目すべき経年劣化事象

着目すべき経年劣化事象	部 位
疲労割れ(含む熱疲労)	原子炉再循環系ポンプの主軸、ケーシング、ケーシングカバー
全面腐食	残留熱除去系海水ポンプの軸継手 残留熱除去系ポンプのシール水クーラ 非常用電気品室空調機冷却水系冷水ポンプの軸継手、軸受箱、ケーシング、ケーシングカバー、取付ボルト、炉心スプレイポンプのシール水クーラ
孔食、隙間腐食	残留熱除去系海水ポンプの主軸、中間軸継手、羽根車、ケーシング、ケーシングリング、揚水管、デリベリ、取付ボルト
絶縁特性低下	制御棒駆動水圧系駆動水ポンプ、電動機駆動原子炉給水ポンプ、高圧復水ポンプの固定子コイル及び口出線・接続部品 ほう酸水注入系ポンプの油ポンプモータ

(2) 審査結果のまとめ

①疲労割れ

原子炉再循環系ポンプの主軸、ケーシングカバーについては、パージ水流量が大きく、純水との温度差が大きい程、熱疲労発生のパテンシャルが高い。

しかしながら、ヒータ付きサーマルバリアを採用したケーシングカバーへの取替を行うことにより、パージ水の温度をヒータで上昇させ温度差を約 30℃に低減していることから、熱疲労発生の可能性は低いと考えられる。また、定期的なポンプの分解点検において目視点検、浸透探傷試験を実施することとしており、現状保全は妥当である。

ケーシングの熱過渡に伴う疲労については、ケーシング出口ノズルと配管との溶接部を対象として「発電用原子力設備規格 設計建設規格」(2005 年版)に基づき評価を行い、環境を考慮した疲労評価については「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」(2006 年版)に基づいていずれも疲れ累積係数は1以下であること

を示しており妥当である。

② 全面腐食

炭素鋼、鋳鉄を使用している部位について、外面は、大気に晒されること、内面は海水等に接液しているため全面腐食の可能性は否定できない。

しかしながら、外表面は防食塗装による腐食防止を図っており、また、内表面はポンプの分解点検時の目視点検により、腐食の有無を確認するとともに、有意な腐食が生じている部位については寸法計測により腐食進行程度の把握を行っている。さらに、必要に応じて補修及び取替えを実施していくこととしており、現状保全は妥当である。

③ 孔食、隙間腐食

残留熱除去系海水ポンプの主軸、ケーシング等は、海水中の塩化物イオンの影響による孔食、すき間において酸素供給が乏しく局部的な腐食が発生する可能性がある。

しかしながら、これまで目視点検により、ケーシング等のはめ合い部等で補修を要するような腐食が確認された場合には、充填材等による補修及び部品の取替を実施しており、健全性の確保は可能と判断される。また、ポンプの分解点検時に目視点検による腐食の有無を確認、また、有意な腐食が生じている場合には寸法計測で腐食進行程度を把握することとしており、現状保全は妥当である。

④ 絶縁特性低下

「3. ポンプモータ」の「絶縁特性低下」に記載。

2. 熱交換器

(1) 着目すべき経年劣化事象

熱交換器について、標準審査要領の標準的な流れに従い、着目すべき経年劣化事象として抽出されたものは、次の事象が挙げられている。これらは現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

添付表2 熱交換器の着目すべき経年劣化事象

着目すべき経年劣化事象	部 位
腐食	U 字管式熱交換器の基礎ボルト、支持脚スライド部 原子炉冷却材浄化系再生熱交換器の水室、胴 グランド蒸気蒸化器の水室、胴、ドレンタンク 残留熱除去系熱交換器・グランド蒸気復水器の胴
応力腐食割れ	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器の伝熱管 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器の伝熱管、水室・ダイヤフラム グランド蒸気蒸化器・給水加熱器の伝熱管 気体廃棄物処理系排ガス予熱器の伝熱管、水室、管板、胴 気体廃棄物処理系排ガス復水器の伝熱管、管板、胴
摩耗	給水加熱器の伝熱管
エロージョン・コロージョン	給水加熱器の管支持板、ステー、胴 残留熱除去系熱交換器の伝熱管
疲労割れ(高サイクル疲労)	給水加熱器の伝熱管

(2) 審査結果のまとめ

①腐食

純水、蒸気又は外気と接している炭素鋼、低合金鋼製の水室、ダイヤフラム等は腐食が発生する可能性がある。しかしながら、開放点検時並びに外観点検時による目視確認により腐食の有無を確認し、必要に応じて補修を行っていくこととしている。

また、溶接密閉により内部確認ができない原子炉冷却材浄化系再生熱交換器については、第 11 回定期検査(平成 3 年度)時に取替えており、今後、定期的に肉厚測定を実施していくとともに、点検時の漏えい確認により健全性を確認していくとしており、現状保全は妥当である。

②応力腐食割れ

ステンレス鋼製である胴・伝熱管等は、100℃以上の純水あるいは蒸気に接液する応力の高い部位に応力腐食割れが発生する可能性がある。

しかしながら、平成 8 年度より水素注入を行い、溶存酸素濃度を低減し、応力腐食割れに対して環境面からの改善を図るとともに、グランド蒸気蒸化器、気体廃棄物処理系排ガス予熱器及び気体廃棄物処理系排ガス復水器の伝熱管等を耐応力腐食割れ性に優れたステンレス鋼製に取替えられており、予防保全措置が実施されている。また、点検時には伝熱管及び胴等に対し、渦流探傷検査(ECT)又は浸透探傷検査(PT)、超音波探傷検査(UT)及び漏えい試験を実施し、応力腐食割れの有無を確認しており、現状保全は妥当である。

③摩耗及び疲労割れ(高サイクル疲労)

給水加熱器の伝熱管は管支持板により適切なスパンで支持されていることで振動が抑制されているが、管支持板のエロージョンにより伝熱管に振動が発生する可能性がある。

しかし、伝熱管の減肉及び管支持板の管穴拡大については、点検時の伝熱管の ECT により健全性を確認し、伝熱管の摩耗及び管支持板の管穴拡大の有無を確認しており、現状保全は妥当である。

④エロージョン・コロージョン

低合金鋼製又は炭素鋼製である胴・内部構造物(管支持板・ステー)は、高温の蒸気と接する部位でエロージョン・コロージョンの発生する可能性がある。しかしながら、内部点検時に肉厚測定、ECT 又は目視確認の実施により、減肉の進行状況の把握を行い、計画的な補修を行うことも可能である。今後も点検時に ECT、ファイバースコープによる内部状況の確認を実施し、減肉の進行状況の把握を行うこととしており、現状保全は妥当である。

一方、残留熱除去系熱交換器の伝熱管は、流水や海生物付着によるエロージョン・コロージョンの発生する可能性がある。しかしながら、開放点検時に ECT(必要に応じて UT)を実施し、減肉の進行状況の把握を行うこととしており、現状保全は妥当である。

3. ポンプモータ

(1) 着目すべき経年劣化事象

ポンプモータは、高圧ポンプモータ(全閉及び開放型)及び低圧ポンプモータ(交流全閉型)に種別分けされ、標準審査要領の標準的な流れに従い、着目すべき経年劣化事象として抽出されたものは、次の事象が挙げられている。これらは現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

添付表3 ポンプモータの着目すべき経年劣化事象

着目すべき経年劣化事象	部 位
絶縁特性低下	すべての高圧ポンプモータ(全閉及び開放型)及び低圧ポンプモータ(交流全閉型)の固定子コイル、口出線・接続部品等

(2) 審査結果のまとめ

① 絶縁特性低下

絶縁特性低下は、すべての高圧ポンプモータ(全閉及び開放型)及び低圧ポンプモータ(交流全閉型)の固定子コイル、口出線・接続部品等において着目すべき経年劣化事象として抽出され、原子炉施設の異常状態環境内で機能要求される一部の高圧ポンプモータを除き、高圧ポンプモータは絶縁診断試験等の保全により、低圧ポンプモータは絶縁破壊電圧の低下傾向と保全により健全性が評価されているとともに、絶縁診断試験等により適切に保全されており、妥当である。

なお、原子炉施設の異常状態環境内で機能要求される高圧ポンプモータについては40年間の通常運転と設計想定事故を想定した耐環境試験により健全性が評価され、40年を目安にコイルの巻替、取替が実施されることになっているとともに、絶縁診断試験等により適切に保全されており、妥当である。

4. 容器

(1) 着目すべき経年劣化事象

容器について、標準審査要領の標準的な流れに従い、着目すべき経年劣化事象として抽出されたものは、次の事象が挙げられている。これらは現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

添付表4 容器の着目すべき経年劣化事象

着目すべき経年劣化事象	部 位
中性子照射脆化	原子炉圧力容器(胴)
粒界型応力腐食割れ	原子炉圧力容器(ノズル・ノズルセーフエンド・ハウジング・スタブチューブ・ブラケット)、 気体廃棄物処理系排ガス再結合器(鏡板・胴・蓋)、湿分分離器(エレメント)
疲労割れ	原子炉圧力容器(上鏡・下鏡・胴・主フランジ・ノズル・ノズルセーフエンド・スタッドボルト・支持スカート)、原子炉格納容器・機械ペネトレーション(ベローズ)
腐食 (エロージョン/コロージョン)	原子炉圧力容器(主蒸気ノズル、給水ノズル、上鏡内面等)
腐食	原子炉圧力容器(上鏡内面、ノズル・セーフエンド、ブラケット)、原子炉格納容器本体(ドライウェル・ベント管・サプレッションチェンバ等)、機械ペネトレーション(管台・機器搬入口・所員用エアロック、CRD搬出ハッチ)、
絶縁性能低下	格納容器・電気ペネトレーション(シール材)
気密性の低下	格納容器・電気ペネトレーション(シール材)

(2) 審査結果のまとめ

① 中性子照射脆化

本文中に記載

② 粒界型応力腐食割れ

本文中に記載

③ 疲労割れ

本文中に記載

④ 腐食(エロージョン/コロージョン)

原子炉圧力容器の内面にステンレス鋼クラッドが内張りされていない主蒸気ノズル、給水ノズル、上鏡内面等におけるエロージョン/コロージョンが着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。給水ノズル及び上鏡内面については、運転開始後 60 年時点の腐食量の推定を行い、推定腐食量は 1mm 未満であることを確認している。また、給水ノズルについては第 17 回定期検査時(平成 11 年度)に目視確認を行い、減肉のないことを確認している。主蒸気ノズルについても、運転開始後 60 年時点の減肉予測値は 0.18mm で、設計段階で考慮している腐食代 1.6mm より充分小さいことを確認しており、適切である。

⑤ 腐食

原子炉圧力容器の上鏡、原子炉格納容器本体(ドライウェル等)、機械ペネトレーション(管台・機器搬入口・所員用エアロック、CRD搬出ハッチ)における腐食が着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。また、漏えい率検査、目視点検の実施や必要に応じて補修塗装を行うことにより健全性を維持できるとする評価は妥当と判断する。今後も継続して目視点検等を行うことが適切である。

⑥ 絶縁性能低下

原子炉格納容器の電気ペネトレーション(シール材)における絶縁性能低下が着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。

電気ペネトレーションは、類似の電気ペネトレーションを用いて絶縁性能低下に対する 40 年間の長期健全性が評価され、絶縁抵抗測定により適切に保全されているとともに、今後、当該電気ペネトレーションの取替の機会を利用して 60 年間の耐環境試験を実施し、この試験結果に基づき取替等を計画的に実施されることになっており、妥当である。

⑦ 気密性の低下

原子炉格納容器の電気ペネトレーション(シール材)における気密性の低下が着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。

電気ペネトレーションは、類似の電気ペネトレーションを用いて気密性の低下に対する 40 年間の長期健全性が評価され、漏えい率検査により適切に保全されているとともに、今後、当該電気ペネトレーションの取替の機会を利用して 60 年間の耐環境試験を実施し、この試験結果に基づき取替等を計画的に実施されることになっており、妥当である。

5. 配管

(1) 着目すべき経年劣化事象

配管について、標準審査要領の標準的な流れに従い、着目すべき経年劣化事象として抽出されたものは、次の事象が挙げられている。これらは現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

添付表5 配管の着目すべき経年劣化事象

着目すべき経年劣化事象	部 位
配管減肉 (エロージョン・コロージョン、エロージョン)	内部流体が純水、蒸気の炭素鋼配管、低合金鋼配管
粒界型応力腐食割れ	内部流体が高温純水のステンレス鋼配管
塩化物による貫粒型応力腐食割れ	ステンレス鋼配管
全面腐食	内部流体が海水のライニングした炭素鋼配管、屋外設置部の炭素鋼配管
疲労割れ	ステンレス鋼配管、炭素鋼配管
支持機能低下	メカニカルスナッパ、オイルスナッパ、ハンガ、ばね防振器

(2) 審査結果のまとめ

① 配管減肉（エロージョン・コロージョン、エロージョン）

本文中に記載

② 粒界型応力腐食割れ

本文中に記載

③ 塩化物による貫粒型応力腐食割れ

環境調査において、ステンレス鋼配管の塩分付着量が事業者の設定した基準値を超えた場合には、外面に対して浸透探傷試験(PT)を行い発生の有無を確認するとともに清掃を実施することを確認している。この活動を継続することにより高経年化時にも健全性が維持できるとの評価は妥当である。

⑤ 全面腐食

海水接液面のライニング剥離や、屋外設置の炭素鋼配管の外面塗装劣化については、ライニングや配管外表面状態の目視点検と補修を実施している。高経年

化時にも点検と補修により健全性を維持することができると評価しており妥当である。

⑤ 疲労

本文中に記載

⑥ 支持機能低下

可動部を有する管の支持構造物には経年劣化の可能性がある部品があるが、機能低下原因となるような事象に関して、目視確認、作動確認等で健全性を確認している。高経年化時にも点検と補修を実施して健全性を維持するとの評価は妥当である。

6. 弁

(1) 着目すべき経年劣化事象

弁について、標準審査要領の標準的な流れに従い、着目すべき経年劣化事象として抽出されたものは、次の事象が挙げられている。これらは現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

添付表6 弁の着目すべき経年劣化事象

着目すべき 経年劣化事象	部 位
エロージョン・ コロージョン	給水・復水系原子炉給水入口弁、給水・復水系給水逆止弁リークテスト1次弁(弁箱、弁体、弁ふた、弁座) 抽気系第一給水加熱器入口抽気逆止弁、給水・復水系原子炉給水ライン逆止弁(弁箱、弁体、弁ふた、弁座、アーム) T/DRFP タービン駆動蒸気排気ライン出口元弁(弁箱・弁体) 主蒸気隔離弁(弁箱・弁ふた・弁体・弁座・パイロットシート) タービングランド蒸気系蒸化器加熱蒸気圧力制御弁(弁箱、弁ふた)、 原子炉冷却材浄化系ダンプ圧力制御弁(弁箱、弁ふた、弁座)
全面腐食 (外面腐食含む)	残留熱除去海水系熱交換器入口弁、非常用電気品室空調機冷却水系非常用電気品室空調機冷却ポンプ出口弁、発電機水素ガス供給系水素ガス集合管出口弁、残留熱除去海水系ポンプ出口逆止弁(弁箱、弁ふた) 非常用ディーゼル発電機冷却海水系タービンスイッチギア室空調機入口弁(弁箱、弁ふた、弁座) 残留熱除去海水系ポンプ出口逆止弁(弁箱、弁体、弁ふた、弁座、アーム) 残留熱除去海水系残留熱除去系熱交換器海水側リリース弁(弁箱)
孔食、隙間腐食	残留熱除去海水系連絡配管分岐前弁、非常用ディーゼル発電機冷却海水系タービンスイッチギア室空調機入口弁(弁体のみ)、残留熱除去海水系 CAMS モニタラック冷却水入口弁(弁箱、弁ふた、弁体、弁座、弁棒) 残留熱除去海水系ポンプ出口逆止弁(弁座、弁棒) 残留熱除去海水系残留熱除去系熱交換器海水側リリース弁(弁体、ノズルシート) 残留熱除去海水系熱交換器差圧制御弁(弁箱・弁ふた・弁体・弁座)

応力腐食割れ	原子炉圧力容器ベント系原子炉圧力容器ベント弁、原子炉再循環系原子炉水サンプリング元弁、主蒸気系主蒸気管流量計元弁、主蒸気系主蒸気管ドレン制限オリフィス入口弁(ベローズ)
疲労割れ	原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ入口弁・出口弁・給水・復水系原子炉給水入口弁、給水・復水系原子炉給水ライン逆止弁、主蒸気隔離弁(弁箱)
摩耗	抽気系第一給水加熱器入口抽気逆止弁、給水・復水系原子炉給水ライン逆止弁、原子炉補機冷却系格納容器入口逆止弁、炉心スプレイ系テスト可能逆止弁、残留熱除去海水系ポンプ出口逆止弁(アームと弁体・弁棒連結部)
絶縁特性低下	電動弁用駆動部の固定子コイル、口出線・接続部品、ブレーキ電磁コイル、回転子コイル

(2) 審査結果のまとめ

① エロージョン・コロージョン

エロージョン・コロージョンは上表のとおり、炭素鋼、炭素鋼鋳鋼、低合金鋼である弁箱、弁ふた、弁体、弁座、アームに着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。エロージョン・コロージョンに対しては、分解点検時に目視点検を実施するとともに、必要に応じて補修又は取替を実施することにより健全性を確認しており妥当である。

② 全面腐食

全面腐食は上表のとおり、海水系弁の弁箱、弁ふた、弁体、弁座、アームに着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。弁箱、弁ふた、弁体、弁座は鋳鉄、炭素鋼又は炭素鋼鋳鋼であり、海水と接しているため、腐食が発生する可能性は否定できないが、分解点検時に海水接液部及び目視点検を実施し、必要に応じて補修又は取替を実施することにより健全性を確認しており妥当である。

また、非常用電気品室空調機冷却水系非常用電気品室空調機冷却ポンプ出口弁等の弁ふたや弁箱については、点検時の表面の塗装の状態を確認するとともに、必要に応じて補修塗装を実施することにより健全性を確認しており妥当である。

③ 孔食、隙間腐食

孔食、隙間腐食はステンレス鋼又はステンレス鋳鋼製である海水系弁の弁箱、弁体、弁棒、弁座、弁ふたに着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。弁箱、弁体、弁棒、弁座、弁ふたに対しては分解点検時に目視点検を実施し、有意な孔食、隙間腐食が見られた場合には、必要に応じて補修をすることにより健全性を確認しており妥当である。

④ 応力腐食割れ

応力腐食割れは、ステンレス鋼、高ニッケル合金であるベローズに対し、着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。しかし、ベローズの応力腐食割れに対しては、分解点検時の目視確認及び漏えい試験にて健全性を確認しており妥当である。

⑤ 疲労割れ

主蒸気隔離弁等の疲労割れに対しては、運転状態実績回数に基づく疲れ累積係数により健全性を確認するとともに、分解点検時に弁箱内面に有意な欠陥のないこと、主蒸気隔離弁については、漏洩率検査にて異常の無いことを確認することにより健全性を評価しており妥当である。

また、今後も、定期的に実過渡回数の確認による疲労評価を実施していくことから妥当である。

⑥ 摩耗

弁体・アーム・弁棒連結部に着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。アームと弁体の連結部を固定しているナットは廻り止め溶接を施工しているため、ナットが緩む可能性は小さいが、ナットが緩んだ場合、アームと弁体連結部の摩耗が発生する可能性は否定できない。しかし、これらの摩耗に対しては、分解点検時に目視点検を実施し、ナットの緩み及び摩耗の有無を確認し、必要に応じて補修を実施することにより健全性を確認しており妥当である。

また、電動弁駆動部のステムナット、ギアの摩耗に対しても、作動試験及び目視点検による摩耗進行程度の確認及びグリースの補給の実施により健全性を確認しており妥当である。

⑦ 絶縁特性低下

原子炉格納容器内外の電動弁用駆動部で使用されている絶縁物は、40 年間の供用と設計想定事故を想定した長期健全性試験により健全性が評価されており、計画的に絶縁抵抗測定を実施し、絶縁特性が低下していないことを確認している。

今後も、絶縁抵抗測定等を実施することにより、絶縁特性低下を監視していくとともに、今後、電動弁用駆動部絶縁物の 60 年間の運転と設計想定事故を想定した評価を行い、必要に応じて補修、取替等の適切な対応を取ることとしており妥当である。

7. 炉内構造物

(1) 着目すべき経年劣化事象

炉内構造物について、標準審査要領の標準的な流れに従い、着目すべき経年劣化事象として抽出されたものは、次の事象が挙げられている。これらは現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

添付表7 炉内構造物の着目すべき経年劣化事象

着目すべき経年劣化事象	機 器
粒界型応力腐食割れ	炉心シュラウド、炉心シュラウド溶接部、シュラウドサポート、シュラウドサポート溶接部、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管、炉心スプレイ配管・スパージャ、差圧検出・ほう酸水注入系配管、ジェットポンプ、中性子束計測案内管
照射誘起型応力腐食割れ	炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管
疲労割れ	炉心シュラウド、炉心シュラウドサポート
中性子照射による 靱性低下	炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺及び中央燃料支持金具、制御棒案内管

(2) 審査結果のまとめ

① 粒界型応力腐食割れ

報告書に記載の内容を確認するため現地調査等により、次の事項について確認を行った。

福島第一原子力発電所第4号機の炉内構造物検査計画を確認した。これによると炉内構造物をシュラウドなどのように発電用原子力設備規格維持規格(日本機械学会)に記載のあるもの、上部格子板等のようにBWR炉内構造物点検評価ガイドライン(火力原子力発電技術協会)に記載のあるもの、長期保全計画に記載予定の機器、アクセスホールカバー等維持規格2004年版で追加記載されたもの、及び本店指示に基づくもの、に区分して点検時期と数量を明確化している。

炉心シュラウドの中間部胴溶接部(H4)の内側の母材側にひび割れが発生したため、これを研削加工で除去後、ウォータジェットピーニングによる残留応力改善を行っている。その後の第20回定期事業者検査(平成17年10月実施)の目視試験(MVT-1)により異常のないことを確認している。

ジェットポンプのライザーブレースとRPVパッド部及びライザー管との各溶接部を同じく第20回定期事業者検査の目視点検により異常のないことを確認している。

シュラウドサポートの健全性については、バッフルプレートを代表として、第15回定期検査時(平成10年2月)に、肉眼検査で異常のないことを確認している。

なお、シュラウドサポートの点検については、き裂進展評価を行い、累計25EFPY以内に実施する計画であることを確認した。

表に示すように、多くの機器に粒界型応力腐食割れが着目すべき経年劣化事象として抽出されている。しかしながら、前述のように、維持規格、ガイドライン等に基づく計画的な目視点検を実施すると共に、国によるプロジェクトや電力共同研究等の研究で粒界型応力腐食割れ発生に関する新しい知見、あるいは現在得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合は追加点検や点検周期の見直し等を実施するとしており、これらの高経年化対応は妥当なものと判断する。

なお、炉心シュラウドはSUS304L鋼であり、前述のように損傷事例が認められたもののSUS304鋼に比べるとひび割れの発生箇所が少なく、現状保全を継続実施することが適切と考えられる。しかしながら、その他の機器は、SUS304鋼、ニッケル基の600系合金であり、シュラウドサポート、ジェットポンプ等の機器については積極的な予防保全対策の適用が望まれる。

② 照射誘起型応力腐食割れ

炉心領域に近い重要な機器である炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、炉心支持金具、制御棒案内管等の内、最も照射量が高い上部格子板(SUS304、SUS316)は、運転開始後60年時点の予想照射量が $9.5 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$ と高経年化技術評価審査マニュアル(応力腐食割れ)に記載のIASCC感受性しきい値 $5 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ (SUS304)、 $1 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$ を超える。このため、照射誘起型応力腐食割れの発生については、引続き、粒界応力腐食割れと同様に他プラントの最新知見を確認しながら計画的な目視点検と最新知見の反映を実施するとしており、これらの高経年化対応は妥当なものと判断する。

③ 疲労割れ

炉心シュラウド、炉心シュラウドサポートは、技術基準及び環境疲労評価ガイドライン等に基づき、運転実績回数から60年供用を仮定した疲れ解析を行い、炉心シュラウドは0、シュラウドサポートは0.009(環境疲労)と何れも許容値1以下であることを確認した。また、現状保全において、計画的な点検を実施することとしており、高経年化対応は妥当なものと判断する。

④ 中性子照射による靱性低下

炉内構造物で使用されているオーステナイト系ステンレス鋼は靱性が高く不安定破壊が発生しにくい材料である。しかしながら、60年の供用中に受ける中性子照射量に対して靱性が低下することは否定できない、として中性子照射脆化を抽出評価していることは適切である。

健全性評価として、炉内構造物に有意な欠陥が存在していなければ中性子照射により靱性値が低下しても不安定破壊を起す可能性は小さいとしている。

また、(社)日本機械学会維持規格、火原協ガイドライン等に基づく計画的な水中カメラによる目視点検により健全性の確認は可能としているが、妥当なものと判断する。

8. ケーブル

(1) 着目すべき経年劣化事象

ケーブルは、高圧ケーブル、低圧ケーブル、同軸ケーブル、ケーブルトレイ・電線管及びケーブル接続部に種別分けされ、標準審査要領の流れに従い、着目すべき経年劣化事象として抽出されたものは、次の事象が挙げられている。これらは現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

添付表8 ケーブルの着目すべき経年劣化事象

着目すべき経年劣化事象	部 位
絶縁特性低下	すべての高圧ケーブル、低圧ケーブル、同軸ケーブル及びケーブル接続部の絶縁体又は絶縁物
水トリーによる 絶縁特性低下	すべての高圧ケーブルの絶縁体
腐食	ケーブルトレイ及び電線管の本体、サポート等

(2) 審査結果のまとめ

① 絶縁特性低下

絶縁特性低下は、すべての高圧ケーブル、低圧ケーブル、同軸ケーブル及びケーブル接続部の絶縁体又は絶縁物において着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。一部の機器(ケーブル接続部のうち端子台接続、同軸コネクタ)を除き、60 年以上の長期健全性が長期健全性試験によって維持可能であると評価されているとともに、すべてのケーブル及びケーブル接続部は、絶縁診断試験等により適切に保全されており、妥当である。

なお、ケーブル接続部のうち端子台接と同軸コネクタについては長期健全性試験と解析により60 年間又は32 年間の健全性が評価されているが、これらについては、今後、60 年間の長期健全性を再評価していくことが計画されており、妥当である。

また、絶縁体が同一又は類似のケーブルの長期健全性試験結果によって健全性が評価されている高圧QVケーブル、EVケーブル、QVケーブル(低圧ケーブル)、一重同軸ケーブルについては、今後、当該ケーブルを用いて60 年間の長期健全性を再評価していくことが計画されており、妥当である。さらに、高圧ケーブル、低圧ケーブル及び同軸ケーブルは、現在、電気学会推奨案に基づいて長期健全性が評価されているが、国プロの今後の成果の反映を検討することも計画されており、妥当である。

② 水トリーによる絶縁特性低下

水トリーによる絶縁特性低下は、すべての高圧ケーブルの絶縁体において着目すべき経年劣化事象として抽出され、長時間浸水することがないこと及び絶縁診断試験等の保全結果により健全性が評価されているとともに、絶縁診断試験等により適切に保全されており、妥当である。

③ 腐食

腐食は、ケーブルトレイ及び電線管の本体、サポート等炭素鋼の部位において着目すべき経年劣化事象として抽出され、目視点検等による保全により健全性が評価されているとともに、目視点検等により適切に保全されており、妥当である。

9. タービン設備

(1) 着目すべき経年劣化事象

タービン設備について、標準審査要領の標準的な流れに従い、着目すべき経年劣化事象として抽出されたものは、次の事象が挙げられている。これらは現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

添付表9 タービン設備の着目すべき経年劣化事象

着目すべき経年劣化事象	部 位
疲労割れ	低圧タービンのクロスアラウンド管エキスパンションジョイント・抽気管短管エキスパンションジョイント
絶縁特性低下	タービン制御装置の高圧油ポンプモータ(交流全閉型)、グラント蒸気排風機モータ(交流全閉型)の固定子コイル、口出線・接続部品、高圧注水系タービンの真空ポンプモータ・復水ポンプモータ・補助油ポンプモータ(いずれも直流全閉型)の固定子コイル、回転子コイル、口出線・接続部品
エロージョン・コロージョン	高圧タービンの車室・翼・噴口・隔板・パッキンヘッド 低圧タービンの内・外部車室・抽気管短管・翼・噴口・隔板 RFP タービンの車室・翼・噴口・隔板、パッキンケーシング 主要配管・マンホール蓋 主要弁の弁箱・弁ふた・弁棒・弁体・弁座・案内片・ブッシュ・バランスチャンバー・スタンド 非常用系タービン設備の蒸気加減弁(弁体・弁座)
応力腐食割れ	高圧タービン・低圧タービンの翼・車軸・隔板締付ボルト、RFP タービンの翼・車軸
性能低下、機能低下	主要配管のメカニカルスナッパ・オイルスナッパ・ハンガ タービン制御装置の電油変換器、高圧注水系タービンの調速・制御装置の性能低下

(2) 審査結果のまとめ

① 疲労割れ

低圧タービンのエキスパンションジョイントについては予め設定された許容サイクル以下である。また、目視点検、起動前のインリーク試験結果により設備の健全性を確認しており、タービン設備の疲労割れに対する現状保全は妥当である。

② 絶縁特性低下

タービン制御装置の高圧油ポンプモータ(交流全閉型)、グランド蒸気排風機モータ(交流全閉型)の固定子コイル、口出線・接続部品、高圧注水系タービンの真空ポンプモータ・復水ポンプモータ・補助油ポンプモータ(いずれも直流全閉型)の固定子コイル、回転子コイル、口出線・接続部品の絶縁特性低下が、着目すべき経年劣化事象として抽出され、このうちタービン制御装置の高圧油ポンプモータ、グランド蒸気排風機モータの固定子コイル、口出線・接続部品の絶縁特性低下は別途評価されているポンプモータ(交流全閉型)と同様の評価であるとされており妥当である。

なお、高圧注水系タービンの真空ポンプモータ、復水ポンプモータ、補助油ポンプモータの固定子コイル、回転子コイル、口出線・接続部品の絶縁特性低下は、40年間の通常運転と設計想定事故を想定した耐環境試験により健全性が評価され、40年を目安にコイルの巻替、取替が実施されることになっているとともに、絶縁抵抗測定により適切に監視されていることを確認した。

③ エロージョン・コロージョン

内部流体が湿分を含む高速蒸気のため、エロージョン・コロージョンは、タービン設備の広範囲の部位で着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。また、蒸気加減弁等の弁体、弁座のシート部においても着目すべき経年劣化事象として抽出されている。これらの部位に対して、目視点検、肉厚測定、当たり確認による保全を実施し、健全性を確認していることを確認した。

④ 応力腐食割れ

隙間を有するタービンの部位において、腐食環境が助長されることにより翼、隔板締付ボルトや車軸に応力腐食割れの発生の可能性が高まるとし、現状行われている目視点検、磁粉探傷検査、超音波探傷検査等により健全性の確認が可能であると評価している。超音波探傷検査を実施していなかった翼・車軸接合部に対して、長期保全計画として抜き取りで超音波探傷検査を実施していくこととしており、適切な対策である。

⑤ 性能低下、機能低下

使用部材の電気的特性の劣化や潤滑油等の変質によるタービン制御装置の電油変換器、高圧注水系タービンの調速・制御装置の性能低下、並びに長期に亘る摺動による摺動部材の摩耗や長期に亘る荷重作用のスプリングのへたりによる主要配管のメカニカルスナッパ、ハンガの機能低下が、着目すべき経年劣化事象として抽出されている。内部リーク量計測・ヒステリシス計測等の性能検査、目視確認、作動確認等の保全を定期的の実施して健全性を確保していることを確認した。

10. コンクリート及び鉄骨構造物

(1) 着目すべき経年劣化事象

①支持機能(強度)

コンクリート構造物は、コンクリート(圧縮)と鉄筋(引張)の相補的效果で強度を維持している。また、コンクリートによるアルカリ環境は鉄筋の表面に不動態皮膜を作るため、鉄筋の腐食が抑制されている。

コンクリートの中性化は上記のコンクリートの不動態皮膜を劣化させ、鉄筋断面の欠損を生じさせる。塩化イオン量も鉄筋腐食を促進させる要因であり、海砂使用のほかに、海岸付近での飛まつ海塩が原因となる。乾燥収縮などによるコンクリートのひび割れが鉄筋部位まで達すると雨水などの浸入により鉄筋腐食が促進される。

コンクリートを構成する骨材のアルカリ骨材反応は、骨材中のシリカ成分が膨張し、ひび割れを生じさせるものである。福島第一原子力発電所では昭和 61 年にモルタルバー法による反応性試験を実施し、無害であることを確認している。放射線による影響は解析的に部位ごとの運転時の温度を評価し、温度制限値を下回っていることで問題なしとしている。

機械振動による劣化はタービン架台が最も懸念される部位であるが、平成 15 年に実施した圧縮強度試験では平均圧縮強度が 39.9N/mm^2 で設計基準強度 22.1N/mm^2 を上回っていることを確認している。また、機器の運転状況は日常的に監視されており、劣化の兆候を早期に発見できるとしている。

②遮へい機能

解析結果は温度制限値を下回っており、水分の逸散は生じないため、遮へい性能の劣化はないとしている。

(2) 審査結果のまとめ

コア抜き供試体は 14 箇所を実施しており、各箇所でも 3 体のコアを採取し、各箇所での平均圧縮強度値が設計基準強度を上回ることを確認している。

アルカリ骨材反応に関して、平成 8 年に実施したモルタルバー法でデータ改ざんがあったことから、報告書に記載された検査結果に改ざんデータが含まれていないことを確認したが、同じ平成 8 年のデータが報告書に含まれていたため試験実施日まで記載するように指摘した。

ひび割れの補修に関しては、先に実施された 5 号機の高経年化技術等評価の審査結果が反映されており、補修時期が明記されていた。

11. 計測制御設備

(1) 着目すべき経年劣化事象

計測制御設備は、計測装置、補助継電器盤及び操作監視盤に種別分けされ、標準審査要領の標準的な流れに従い、着目すべき経年劣化事象として抽出されたものは、次の事業が挙げられている。これらは現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

添付表11 計測制御設備の着目すべき経年劣化事象

着目すべき経年劣化事象	部 位
特性低下	計測装置の圧力伝送器、圧力検出器、温度検出器、差圧伝送器、SRNM 前置増幅器、放射線検出器、地震加速度検出器、水素検出器、位置検出器(可変抵抗式)
絶縁特性低下	計測装置の温度検出器、回転数検出器、サンプルポンプモータ(交流全閉型)の固定子コイル、口出線・接続部品

(2) 審査結果のまとめ

① 特性低下

特性低下は、計測装置の圧力伝送器、圧力検出器、温度検出器、差圧伝送器、SRNM 前置増幅器、放射線検出器、地震加速度検出器、水素検出器、位置検出器(可変抵抗式)において着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。原子炉施設の異常状態環境内で機能要求される圧力伝送器、差圧伝送器、SRNM 前置増幅器を除き、特性試験等により健全性が評価されているとともに、特性試験により適切に保全されており、妥当である。

なお、原子炉施設の異常状態環境内で機能要求される圧力伝送器、差圧伝送器、SRNM 前置増幅器については、5 年間ないし 10 年間の通常運転と設計想定事故を想定した耐環境試験により健全性が評価され、点検時の特性試験において異常が認められた場合には取替を行うとされているとともに、今後、経年劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する評価について、現在、日本電気協会で検討中の指針の制定内容を考慮して試験による評価等の実施を検討していくことが計画されており、妥当である。

② 絶縁特性低下

絶縁特性低下は、計測装置の温度検出器、回転数検出器、サンプルポンプモータ(交流全閉型)の固定子コイル、口出線・接続部品において着目すべき経年劣化事

象として抽出され、このうちサンプルポンプモータの固定子コイル、口出線・接続部品は別途評価されているポンプモータ(交流全閉型)と同様の評価であるとされており、妥当である。

なお、原子炉施設の異常状態環境内で機能要求される検出器のうち、温度検出器は、封止性確認試験(浸水試験、耐熱試験等)、放射線評価試験により健全性が評価され、特性試験による保全及び15年を目安に取替が行われているとともに、今後、経年劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する評価について、現在、日本電気協会で検討中の指針の制定内容を考慮して、試験による評価等の実施を検討していくことが計画されており、妥当である。

さらに、回転数検出器は、使用材料の耐熱性・耐放射線性及び構造により健全性が評価され、絶縁抵抗測定等により適切に保全されているとともに、今後、60年間の通常運転と設計想定事故を考慮した長期健全性試験を実施して再評価を行い、必要に応じて適切な対応をとることが計画されており、妥当である。

12. 空調設備

(1) 着目すべき経年劣化事象

空調設備は、ファン、空調機、冷凍機、フィルタユニット、ダクト及びダンパ・弁に種別分けされ、標準審査要領の標準的な流れに従い、着目すべき経年劣化事象として抽出されたものは、次の事象が挙げられている。これらは現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

添付表12 空調設備の着目すべき経年劣化事象

着目すべき経年劣化事象	部 位
絶縁特性低下	ファン、空調機及び冷凍機のモータ(交流全閉及び開放型)の固定子コイル、口出線・接続部品

(2) 審査結果のまとめ

① 絶縁特性低下

絶縁特性低下は、ファン、空調機及び冷凍機のモータ(交流全閉及び開放型)の固定子コイル、口出線・接続部品において着目すべき経年劣化事象として抽出され、このうち交流全閉型のモータについては、別途評価されているポンプモータ(交流全閉型)と同様の評価であるとされており、また交流開放型のモータについては、絶縁破壊電圧の低下傾向と保全により健全性が確保されているとともに、絶縁抵抗測定等により適切に保全されており、これらは妥当である。

13. 機械設備

(1) 着目すべき経年劣化事象

機械設備について、標準審査要領の標準的な流れに従い、着目すべき経年劣化事象として抽出されたものは、次の事象が挙げられている。これらは現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

添付表13 機械設備の着目すべき経年劣化事象

着目すべき経年劣化事象	部 位
照射誘起型応力腐食割れ	ボロン・カーバイド型制御棒(制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドル)、ハフニウム棒型制御棒(シース、タイロッド、ピン、上部ハンドル)
粒界型応力腐食割れ	ボロン・カーバイド型制御棒(制御材被覆管、シース、タイロッド、ソケット、上部ハンドル) ハフニウム棒型制御棒(シース、タイロッド、ソケット、落下速度リミッタ、上部ハンドル) 制御棒駆動機構(ピストンチューブ、ドライブピストン、アウターチューブ、シリンダチューブ、インデックスチューブ、コレットフィンガ、コレットピストン、フランジ)
中性子照射による靱性低下	ボロン・カーバイド型制御棒(制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドル) ハフニウム棒型制御棒(シース、タイロッド、ピン、上部ハンドル)
隙間腐食	制御棒駆動機構(ピストンチューブ、インデックスチューブ、コレットピストン) 非常用ディーゼル機関付属設備(海水ポンプ、弁)
貫粒型応力腐食割れ	水圧制御ユニット配管
腐食	非常用ディーゼル機関(過給器ケーシング、シリンダヘッド、シリンダライナ、シリンダブロック(いずれも冷却水側))、 非常用ディーゼル機関付属設備(空気冷却器、サージタンク、軽油タンク、配管、燃料貯油槽、冷却水系(海水系)、燃料油系の配管・弁、海水ポンプ、燃料移送ポンプ、燃料移送ポンプ出口フィルタ) 可燃性ガス濃度制御系設備(気水分離器、配管) 蒸気式空気抽出器(管支持板、胴、支持脚スライド部)

着目すべき経年劣化事象	部 位
	基礎ボルト(機器付基礎ボルト直上部、後打ちメカニカルアンカ直上部、後打ちケミカルアンカ直上部)
孔食	非常用ディーゼル機関付属設備(海水ポンプ、弁)
絶縁特性低下	非常用ディーゼル機関付属設備(交流全閉型モータの固定子コイル、口出線・接続部品) 可燃性ガス濃度制御系設備(交流全閉型モータの固定子コイル、口出線・接続部品、電動弁駆動部の固定子コイル、口出線・接続部品) 燃料取替機(直流及び交流全閉型モータの固定子コイル、口出線・接続部品、直流全閉型モータの回転子コイル、ブレーキ電磁コイル、速度検出器の回転子コイル、口出線・接続部品) 原子炉建屋クレーン(直流開放型モータの固定子コイル、回転子コイル、口出線・接続部品、ブレーキ電磁コイル、速度検出器の回転子コイル、口出線・接続部品) 計装用圧縮空気系設備(交流全閉型モータの固定子コイル、口出線・接続部品)
特性変化	燃料取替機(ロードセル)
クリープ	可燃性ガス濃度制御系設備(加熱管、再結合器、冷却器、配管)
エロージョン・コロージョン	所内ボイラ設備(汽水胴、蒸発管、蒸気溜め、蒸気系配管、蒸気系弁)
摩耗	可燃性ガス濃度制御系設備(電動弁用駆動部ステムナット、ギア)
樹脂の劣化	基礎ボルト(後打ちケミカルアンカ)

(2) 審査結果のまとめ

① 照射誘起型応力腐食割れ

照射誘起型応力腐食割れは、制御棒で着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。制御棒については、照射誘起型応力腐食割れが発生することは否定できないものの、核的寿命に対して保守的に定めた運用基準に基づき取替を実施している。また、定期検査ごとに停止余裕検査を実施し、十分な制御能力を有していることを確認するとともに、定期検査ごとの制御棒駆動機構の機能検査において動作に問題のないことを確認しており、現状保全は妥当である。

今後、複数のプラントにおいて外観点検を実施しデータの拡充をすることにより、

適切な予防保全装置を検討していくとしている。

② 粒界型応力腐食割れ

粒界型応力腐食割れは、制御棒及び制御棒駆動機構のステンレス鋼使用部位又は高ニッケル合金使用部位で着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。制御棒の制御材被覆管等は、100℃以上の高温の純水中にあることから粒界型応力腐食割れの発生は否定出来ないとしているものの、上記の運用基準に基づく取替、定期検査ごとの制御棒駆動機構の機能検査において動作に問題のないことを確認しており、現状保全は妥当である。

なお、制御棒駆動機構のドライブピストン等は、内部流体温度が 100℃以下のため、応力腐食割れ発生の可能性は小さいとしながらも、今後も分解点検において目視点検を実施し、健全性を維持していくとしており、現状保全は妥当である。

③ 中性子照射による靱性低下

中性子照射による靱性低下は、ステンレス鋼においては照射量が約 10^{21}n/cm^2 以上で発生する可能性があり、その照射量を受ける制御棒において着目すべき事象として抽出されており妥当である。ただし、中性子照射による靱性低下が進行しても材料に有意な欠陥が存在しなければ、不安定にき裂が進展することは無い。制御棒は、上記の運用基準に基づき取替を実施するとともに、定期検査ごとの制御棒駆動機構の機能検査において動作に問題のないことを確認しており、現状保全は妥当である。

⑥ 隙間腐食

隙間腐食は、制御棒駆動機構(ピストンチューブ、インデックスチューブ、コレットピストン)、非常用ディーゼル機関付属設備(海水ポンプ、弁)で着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。制御棒駆動機構のピストンチューブ等の隙間腐食については、分解点検時の目視確認により有意な腐食がないことを確認しているとともに、必要に応じて取替えを行うとしており、現状保全は妥当である。また、非常用ディーゼル機関付属設備の海水ポンプ、弁の隙間腐食については、目視点検等による健全性の確認を行い、必要に応じて補修塗装等を実施しており、現状保全は妥当である。

⑤ 貫粒型応力腐食割れ

ステンレス鋼製である水圧制御ユニット配管に対して、着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。これまでに他号機で塩化物に起因する貫粒型応力腐食割れを経験している。本プラントでは、ユニット配管に対し目視検査及び環境調査を実施し、基準値の付着塩分量を超えた箇所において配管表面の清掃及び浸透探傷検査を実施しており、現状保全は妥当である。

⑥ 腐食

腐食は炭素鋼又は鋳鉄が使用されている部位に対して着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。

非常用ディーゼル機関のシリンダブロック等の腐食については、目視点検を実施し、健全性を維持していくとしており現状保全は妥当である。また、基礎ボルトの腐食については、環境を考慮するとともに、電力共通研究での試験結果を参考に評価を実施し、機器点検等において異常のないことを確認しており、現状保全は妥当である。

⑦ 孔食

孔食は、非常用ディーゼル機関付属設備（海水ポンプ、弁）で着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。非常用ディーゼル機関付属設備の海水ポンプ、弁の孔食については、目視点検等による健全性の確認を行い、必要に応じて補修塗装等を実施しており、現状保全は妥当である。

⑧ 絶縁特性低下

絶縁特性低下は、表に示すように非常用ディーゼル機関付属設備の交流全閉型モータの固定子コイル等において着目すべき経年劣化事象として抽出され、このうち燃料取替機及び原子炉建屋クレーンのブレーキ電磁コイルの絶縁特性低下は、点検結果等により健全性が評価されているとともに、絶縁抵抗測定等により適切に保全されており、妥当である。

なお、非常用ディーゼル機関付属設備のモータ等の交流及び直流全閉型モータの固定子コイル等の絶縁特性低下は、別途評価されているポンプモータ（交流全閉型又は直流全閉型）と同様の評価であるとされており、さらに原子炉建屋クレーンの直流開放型モータの固定子コイル等の絶縁特性低下は、絶縁破壊電圧の低下傾向と保全により健全性が確保されているとともに、絶縁抵抗測定等により適切に保全されており、妥当である。

⑨ 特性変化

特性低下は、燃料取替機のロードセルで着目すべき経年劣化事象として抽出され、歪ゲージ貼付部が窒素ガス封入の気密構造であること及び保全の実施により健全性が評価されているとともに、ループ校正試験等により適切に保全されており、妥当である。

⑩ クリープ

クリープは、運転温度が高温（約 650℃）である可燃性ガス濃度制御系設備に着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。当該機器の材料であるオーステナイト系ステンレス鋼が約 650℃で破断に至る時間は、クリープ破断デー

タから 100,000 時間以上である。当該機器の運転開始後 60 年時点の累積運転時間は約 600 時間程度であり、クリープ破断を起こす可能性は小さいと考えられる。可燃性ガス濃度制御系設備については、定例試験、定期検査時における系統漏えい試験及び機能試験において健全性を確認しており、現状保全は妥当である。

⑪ エロージョン・コロージョン

エロージョン・コロージョンは炭素鋼製である所内ボイラ設備・ボイラ本体の胴、配管等で着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。

所内ボイラ設備の蒸気系配管については、防錆材を添加することにより腐食を防止するとともに、「配管減肉管理指針」に準じた測定方法により、肉厚測定を実施することとしている。また、配管以外の機器については、使用環境及び材料等を考慮し、目視点検、浸透探傷検査、肉厚測定等を適切に組合せて点検を実施しており、現状保全は妥当である。

⑫ 摩耗

弁の電動弁用駆動部のステムナット、ギアの摩耗に記載。

⑬ 樹脂の劣化

樹脂の劣化は、基礎ボルト(後打ちケミカルアンカ)の樹脂について着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。樹脂部はコンクリート内に埋設されていることから、高温環境下にさらされることはなく、また、直接紫外線環境下にさらされることはないため支持機能を喪失するような接着力低下の可能性は小さいと考えられる。また、樹脂メーカーのデータからも、放射線及び水分付着によるケミカルアンカの阻害される可能性は小さい。樹脂の劣化に対しては、機器点検等において異常のないこと及び有意な振動が発生していないことを確認するとしており、現状保全は妥当である。

14. 電源設備

(1) 着目すべき経年劣化事象

電源設備は、高圧閉鎖配電盤、動力用変圧器、低圧閉鎖配電盤、コントロールセンタ、ディーゼル発電設備、MG セット、バイタル電源用 CVCF、直流電源設備、計測用変圧器及び計測用分電盤に種別分けされ、標準審査要領の標準的な流れに従い、着目すべき経年劣化事象として抽出されたものは、次の事象が挙げられている。これらは現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

添付表14 電源設備の着目すべき経年劣化事象

着目すべき経年劣化事象	部 位
絶縁特性低下	高圧閉鎖配電盤の遮断器断路部、計器用変圧器、巻線形計器用変流器(磁気遮断器)、主回路導体絶縁支持板(磁気遮断器)、支持碍子(真空遮断器)、支持サポート及び主回路断路部(真空遮断器)、動力用変圧器のコイル、コントロールセンタの変圧器コイル、ディーゼル発電設備の固定子コイル、口出線・接続部品、回転子コイル、励磁用可飽和変流器、励磁用変圧器及びリアクトル、計器用変圧器、RPS-MG セットの発電機、励磁機、駆動モータ(交流開放型)の固定子コイル、口出線・接続部品、発電機、励磁機の回転子コイル、バイタル電源用 CVCF の変圧器コイル、直流電源設備の変圧器コイル、計測用変圧器のコイル
固着	高圧閉鎖配電盤及び低圧閉鎖配電盤の操作機構
特性低下	ディーゼル発電設備の界磁調整器

(2) 審査結果のまとめ

① 絶縁特性低下

絶縁特性低下は、(1)項の表に示すように高圧閉鎖配電盤の遮断器断路部等において着目すべき経年劣化事象として抽出され、このうちディーゼル発電設備及びRPS-MG セットの発電機、励磁機、駆動モータの固定子コイル、口出線・接続部品は別途評価されている高圧ポンプモータ又は低圧ポンプモータ(交流開放型)と同様の評価であるとされ、他は絶縁抵抗測定等の保全により健全性が評価されているとともに、絶縁抵抗測定等により適切に保全されており、これらは妥当である。

② 固着

固着は、高圧閉鎖配電盤及び低圧閉鎖配電盤の操作機構において着目すべき経年劣化事象として抽出され、清掃、開閉試験等の保全等により健全性が評価されているとともに、目視点検等により適切に保全されており、妥当である。

③ 特性低下

特性低下は、ディーゼル発電設備の界磁調整器において着目すべき経年劣化事象として抽出され、特性試験等の保全により健全性が評価されているとともに、特性試験等により適切に保全されており、妥当である。

耐震安全性評価の概要

事業者による機器・構造物(以下、機器と記す)の耐震安全性評価の報告書について、下記観点から妥当性の審査を行った。

- 1) 評価対象機器ごとの安全重要度、耐震クラス等の整理
- 2) 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出
- 3) 供用 60 年までの経年劣化に対する耐震安全性評価
- 4) 地震時動的機能維持の評価(該当機器の場合)
- 5) 評価対象機器全体への展開
(上記 1)項において、代表機器が選定された場合)
- 6) 保全策に追加すべき項目の抽出

特に、上記 3)項においては、下記点に着目した。

- ① 対象とする機器の耐震クラス
- ② 機器に作用する地震力の算定
基準地震動 S1:180Gal
基準地震動 S2:270Gal(直下地震以外)、370Gal(直下地震)
- ③ 60 年の供用を仮定した経年劣化事象のモデル化
- ④ 振動特性解析(地震応答解析)
- ⑤ 地震荷重と内圧等他の荷重との組合せ
- ⑥ 許容限界との比較

1) 評価対象機器ごとの安全重要度、耐震クラス等の整理

事業者の報告書では、上記 1)について技術評価と同様に評価対象機器の種別が 15 種類に分類(ポンプ、熱交換器、ポンプモータ、容器、配管、弁、炉内構造物、ケーブル、タービン設備、コンクリート及び鉄骨構造物、計測制御設備、空調設備、機械設備、電源設備、基礎ボルト)され、技術評価での代表機器に加え耐震クラスが上位の機器が代表機器として選定されている。耐震クラスは関連する「原子力発電所耐震設計技術指針」JEAG4601 等の分類に対応して整理されている。

2) 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出

上記 2)については、まず、技術評価での検討結果を考慮して、発生しているか発生が否定できない経年劣化事象が抽出・整理され、次に、顕在化すると機器の振動応答

特性又は構造・強度への影響が有意な経年劣化事象が耐震安全上着目すべき事象として抽出・整理されている。なお、技術評価では、発生が否定できない経年劣化事象であっても、「現実の劣化傾向が、あらかじめ想定された劣化モードから乖離することが考えがたい経年劣化事象」を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象から除外しているが、耐震安全性評価では評価対象として除外せず、その中から顕在化すると機器の振動応答特性又は構造・強度への影響が有意な経年劣化事象が耐震安全上着目すべき事象として抽出・整理されている。

影響が軽微若しくは無視できるとして抽出されなかった経年劣化事象についてはその理由が示されており、抽出結果は妥当と判断した。

3) 供用60年までの経年劣化に対する耐震安全性評価

上記 3)については、容器(原子炉圧力容器)、炉内構造物(炉心シュラウド)、配管(炭素鋼配管)を例として説明する。

a. 容器(原子炉圧力容器)

容器の代表機器とした原子炉圧力容器(耐震クラスAs)では、上記 2)で上鏡、ノズルの全面腐食、ノズル等の疲労割れと粒界型応力腐食割れ、胴板の中性子照射脆化が抽出され、各々、60年の供用を仮定した経年劣化事象として腐食、累積疲れ損傷、検知可能な漏洩を生ずる割れ、破壊靱性の低下を想定し、想定される腐食量や耐震Asクラスの設計地震力から求めた発生応力等が許容限界以下となることが示されている。

胴板の中性子照射脆化の評価では、内圧による応力に地震力による応力が加算され、軸方向、周方向の欠陥が仮想的に設定されて、圧力－温度制限図上で地震荷重の影響が無視できる(運転時の圧力による応力に地震による応力を加算しても仮想欠陥から脆性破壊が生じない)ことが図示されている。

ここで、許容限界としては、あらかじめ設計、製造段階で想定した腐食量、関連規格(「原子力発電所耐震設計技術指針」JEAG4601、「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認方法」JEAC4206、「発電用原子力設備規格 配管破損防護設計規格」JSME S ND1)に基づく値が設定されている。これらの経年劣化事象は振動特性に影響しない(剛性に影響しない)扱いになっている。

b. 炉内構造物(炉心シュラウド)

炉内構造物の評価対象機器とした炉心シュラウド(耐震クラスAs)では、上記 2)で胴部の疲労割れ、照射誘起型応力腐食割れ、中性子照射脆化が抽出され、各々、60年の供用を仮定した経年劣化事象として累積疲れ損傷、照射誘起型応力

腐食割れの発生・進展、破壊靱性の低下を想定し、想定される耐震Asクラスの設計地震力から求めた発生応力等が許容限界以下となることが示されている。

ここで、許容限界としては、関連規格（「原子力発電所耐震設計技術指針」JEAG4601、「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認方法」JEAC4206）に基づく値が設定されている。これらの経年劣化事象は振動特性に影響しない（剛性に影響しない）扱いになっている。

なお、胴部の粒界型応力腐食割れについては、平成 15 年の定期検査において溶接部近傍にひび割れが確認されたが、それを除去し、その耐震評価において耐震Asクラスの設計地震力に対する耐震安全性に問題がないことを確認していること、応力緩和対策（ウォータージェットピーニング）を施工していること、発電用原子力設備規格 維持規格やBWR炉内構造物点検評価ガイドラインに基づく計画的な点検を実施することとしていることから、耐震安全上着目すべき事象に該当しないとする扱いになっている。

c. 配管（炭素鋼配管）

炭素鋼配管の代表機器とした給水系配管、主蒸気系配管（いずれも耐震クラスAs）では、上記 2) で配管の疲労割れが抽出され、60 年の供用を仮定した経年劣化事象として累積疲れ損傷を想定し、耐震Asクラスの設計地震力から求めた応力の繰返しによる疲れ累積係数が許容限界 1 以下となることが示されている。累積疲れ損傷は振動特性に影響しない（剛性に影響しない）扱いになっている。

さらに、給水系配管では、上記 2) で配管の減肉が抽出され、60 年の供用を仮定した経年劣化事象として耐圧上の必要最小厚さまでの一様減肉を想定し、設計地震力から求めた応力に基づいて発生応力が評価されている。その結果、評価対象ラインの最も大きい発生応力が許容応力を満足しないため、これまでの測定データに基づき想定した 40 年時点での肉厚による同様の評価を行い、許容応力以下となることが示されている。

ここで、地震による発生応力は、配管の振動特性に対して減肉は影響するとして、設計地震力を用いて求められている。減肉に対する評価は、減肉が想定されるすべての評価対象ライン（耐震クラスAs、B）を抽出→JSME 配管減肉管理規格（JSME S NH-1-2006）で偏流発生部とされるエルボ部、レジューサ部等及びその下流部に保守的に一様減肉を想定→保守的に耐圧上の必要最小厚さまで減肉させた場合の応力を評価→内圧等による応力を加算、の手順で関連規格（JEAG4601-1987）に基づく許容応力との比較が行われている。

許容応力を満足しない評価対象ラインについては、その系統全体の肉厚測定箇所から配管口径、流体条件が類似する箇所の実測データに基づく最大減肉率を抽出→減肉評価対象箇所における運転開始後 60 年時点での想定肉厚が耐圧上の必要最小厚さを下回ることから、運転開始後 40 年時点での一様減肉を想定して応力を評価、の手順で評価が行われている。

他方、上記の評価結果を評価対象機器全体に展開した結果、原子炉冷却材浄化系の炭素鋼配管(耐震クラスAs、B)、原子炉再循環系の炭素鋼配管(耐震クラスAs)、復水系、給水加熱器ドレン系、タービンランド蒸気系の炭素鋼配管(耐震Bクラス)で、耐震安全上着目すべき経年劣化事象として減肉が抽出され、代表機器と同様に必要最小厚さまでの一様減肉を想定し、評価対象ライン内の発生応力が評価されている。その結果、タービンランド蒸気系以外の配管では最も大きい発生応力が許容応力以下となることが示されている。

タービンランド蒸気系配管については、減肉評価対象箇所における運転開始後 60 年時点での想定肉厚が耐圧上の必要最小厚さを下回ることから、配管口径、流体条件が類似する箇所の実測データに基づく最大減肉率を用いて運転開始後 40 年時点での一様減肉を想定し、当該ライン内の応力を評価することにより、最も大きい発生応力が許容応力以下となることが示されている。

ただし、タービンランド蒸気系配管の減肉率の実測データについては、本プラントにおいて 2 回以上の減肉測定実績に基づくデータがないため、同一出力であって運転開始時期がほぼ同一である先行評価プラント(福島第一 5 号機)の実測データが用いられているが、1 回測定データであっても本プラントの減肉率の方が大きい配管口径に対しては大きい方の減肉率が用いられている。

以上、容器(原子炉圧力容器)、炉内構造物(炉心シュラウド)、配管(炭素鋼配管)では耐震安全上着目すべき経年劣化事象ごとに上記①～⑤の着目点に対応して定量的に評価されており、いずれも発生応力等が許容限界以下となるとの評価結果は妥当と判断した。

これら以外の機器についても、ポンプ、熱交換器、弁、空調設備、機械設備、基礎ボルトにおいて耐震安全性上着目すべき経年劣化事象が抽出され、耐震安全性が適切に評価されており、いずれも発生応力等が許容限界以下となるとの評価結果は妥当と判断した。

4) 地震時動的機能維持の評価

上記 4)については、上記 2)、3)の評価結果に基づいて、地震時の動的機能維持が要求されるポンプ、ポンプモータ、弁、タービン設備、空調設備、計測制御設備、機械設備、電源設備において、経年劣化事象により振動特性が変化して地震時の応答加速度が機能確認済加速度を上回ることはなく、地震時の動的機能は維持されるとされており、妥当と判断した。

5) 評価対象機器全体への展開

上記 5)については、熱交換器、原子炉格納容器、配管、空調設備を対象として代表機器以外の機器の耐震安全性上着目すべき経年劣化事象の抽出と評価が具体的に展開されており、妥当と判断した。

6) 保全策に追加すべき項目の抽出

事業者の報告書では、技術評価で実施した経年劣化事象に対する健全性評価結果に基づいて現状保全の評価を行い、その評価結果を前提条件として耐震安全性の評価を行った結果、上記 6)において、配管を除く機器については耐震安全上の観点から保全策に追加すべき項目は抽出されなかったとしている。

他方、配管の減肉については「肉厚測定による実機測定データに基づき耐震安全性評価を実施した給水系については、減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続し、今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を行う必要がある。また、5号機のデータを用いて評価したタービングランド蒸気系については、自プラントの減肉データを採取するとともに、それを初期板厚として設定し、今後の減肉進展の実測データを反映した5号機の減肉率を用いた耐震安全性評価を行い、さらに、評価できる相当数の自プラントのデータ採取を行い、減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続し耐震安全性の再評価を行う必要がある。合わせて、さらなる耐震安全性評価の信頼性向上を見据え、現在行われている配管の減肉を想定した耐震安全性評価手法に関する国の高経年化対策強化基盤整備事業の成果を必要に応じ反映する。」としている。

このように、耐震性の観点から、配管減肉管理を長期保全計画に反映することは妥当と判断した。